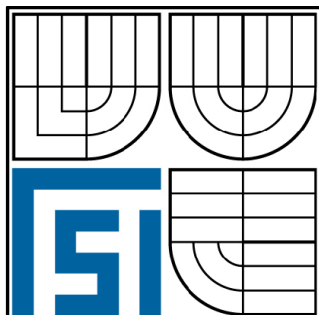


VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ
BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY



FAKULTA STROJNÍHO INŽENÝRSTVÍ
ENERGETICKÝ ÚSTAV
FACULTY OF MECHANICAL ENGINEERING
ENERGY INSTITUTE

PŘÍSTUPY K ZAJIŠTĚNÍ JADERNÉ BEZPEČNOSTI U REAKTORŮ 3. GENERACE

APPROACH TO THE NUCLEAR SAFETY OF THE 3rd GENERATION NUCLEAR
REACTORS

DIPLOMOVÁ PRÁCE
MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE
AUTHOR

Bc. MICHAL PAVLÍČEK

VEDOUCÍ PRÁCE
SUPERVISOR

prof. Ing. OLDŘICH MATAL, CSc.

BRNO 2010

Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství

Energetický ústav

Akademický rok: 2009/10

ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

student(ka): Pavlíček Michal, Bc.

který/která studuje v **magisterském studijním programu**

obor: **Energetické inženýrství (2301T035)**

Ředitel ústavu Vám v souladu se zákonem č.111/1998 o vysokých školách a se Studijním a zkušebním řádem VUT v Brně určuje následující téma diplomové práce:

Přístupy k zajištění jaderné bezpečnosti u reaktorů 3. generace

v anglickém jazyce:

Approach to the nuclear safety of the 3rd generation nuclear reactors

Stručná charakteristika problematiky úkolu:

Obecné popsání ochrany do hloubky (redundance, diverzita, nezávislost...), technická řešení založená na pasivní a aktivní technologii (proč se uvažují více pasivní), příp. zmínit inherentní bezpečnost, popsat reaktory 3. generace z hlediska bezpečnosti (pasivní, aktivní systémy, typové řešení např. LOCA a tavení aktivní zóny) včetně zajištění elektrického napájení, rizika jednotlivých řešení (pasivní vs aktivní – lidská chyba, parní bublina...), PSA (zmínit i regulatory treatment of non-safety systems), porovnání vývoje vůči 2. generaci.

Cíle diplomové práce:

Popsat vývoj bezpečnostního přístupu oproti 2. generaci a jeho varianty v projektech 3. generace

Seznam odborné literatury:

- a) INSAG 12, IAEA, 1999;
- b) <http://sf.zcu.cz/rocnik06/cislozv/bezpec.html>
- c) informace od dodavatelů a z konferencí
- d) <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert.html>
- e) http://www.snus.sk/nusim2008/Nusim%202008/Titka_NUSIM.pdf
- f) http://www.eia.doe.gov/cneaf/nuclear/page/analysis/nucenviss2.html#_ftn1
- g) IAEA TECDOC Series No. 1200
- h) INSAG 6, IAEA, 1992;

Vedoucí diplomové práce: prof. Ing. Oldřich Matal, CSc.

Termín odevzdání diplomové práce je stanoven časovým plánem akademického roku 2009/10.

V Brně, dne 3.11.2009



doc. Ing. Zdeněk Skála, CSc.
Ředitel ústavu

doc. RNDr. Miroslav Doupovec, CSc.
Děkan fakulty

ANOTACE

Práce je rozdělena na dvě části, přičemž v první části se teze zabývá definicemi a základními požadavky v koncepci jaderné bezpečnosti. Definuje zde pojmy jako např. ochrana do hloubky, diverzita, redundance, PSA aj. Zmiňuje také dozorné orgány dohlízející na jadernou bezpečnost. V druhé části se práce zaměřuje na jaderné reaktory generace III+, které připadají v úvahu pro výstavbu 3. a 4. bloku jaderné elektrárny Temelín, jejich pasivní a aktivní bezpečnostní systémy a jejich přístup k zajištění jaderné bezpečnosti. V závěru práce je porovnání vybraných jaderných reaktorů generace II a III+.

KLÍČOVÁ SLOVA

Jaderná bezpečnost, MAAE, WANO, SÚJB, ochrana do hloubky, redundance, nezávislost, inherentní bezpečnost, PSA, aktivní a pasivní bezpečnostní systémy, LOCA, aktivní zóna, generace jaderných reaktorů II a III+, MIR-1200, AP1000, EPR.

ABSTRAKT

Hlavním úkolem této diplomové práce je posoudit jaderné reaktory generace III z hlediska jaderné bezpečnosti. Abychom mohli dobře porozumět bezpečnostním systémům jaderných reaktorů generace III, musíme se nejdříve seznámit s teorií jaderné bezpečnosti. Proto je práce rozdělena do dvou částí.

V první části jsou zmíněny legislativní a technické přístupy k zajištění jaderné bezpečnosti. K legislativním přístupům patří dozorné orgány, které mají za úkol mimo jiné dohlížet na jadernou bezpečnost v jaderných elektrárnách. V technických přístupech k zajištění jaderné bezpečnosti jsou vymezeny pojmy jako např. ochrana do hloubky, redundance či diverzita. Jsou uvedeny metody posuzování jaderné bezpečnosti – deterministické metody a pravděpodobnostní metody. Podrobněji jsou rozebrány pravděpodobnostní metody, u nichž je uveden i jednoduchý příklad. Jsou uvedeny aktivní a pasivní bezpečnostní systémy a jejich význam pro jadernou bezpečnost a také inherentní bezpečnost. V závěru kapitoly je uveden příklad fungování aktivních a pasivních bezpečnostních systémů na jaderné elektrárně EDU. Druhá část teze se zabývá popsáním vybraných jaderných reaktorů generace III+ s uvažováním výstavby nových bloků v Temelíně. Při uvažované dostavbě ETE 3+4 se zaměříme na jaderné reaktory od firem, které se přihlásily do výběrového řízení vypsané firmou ČEZ, a.s. V úvahu tudíž připadají jaderný reaktor MIR-1200 od ruského ATOMSTROYEXPORT, jaderný reaktor AP1000 od americké firmy WESTINGHOUSE a z Francie firma AREVA a její jaderný reaktor EPR. Nedílnou součástí diplomové práce je i srovnání těchto jaderných reaktorů s jadernými reaktory 2. generace. Tyto jaderné reaktory generace III+ jsou srovnávány s jaderným reaktorem VVER 440 (EDU) a především s jaderným reaktorem VVER 1000, který je provozován v jaderné elektrárně Temelín.

Závěr pak obsahuje stručné zhodnocení celé problematiky.



ANOTATION

The thesis is divided into two parts. The first part deals with definition and formulation of the concept of nuclear safety. It defines terms such as defence in depth, diversity, redundancy, PSA, etc. It also mentions role of a regulatory body for nuclear safety. The second part addresses the generation III+ nuclear reactors, which are to be built as the 3rd and 4th unit of the nuclear power plant Temelín, their passive and active safety systems and their approach to nuclear safety. In conclusion, the generation II and generation III+ of the selected nuclear reactors are compared.

KEYWORDS

Nuclear safety, IAEA, WANO, SONC, PSA, defence in depth, redundancy, independence, inherent safety, PSA, active and passive safety systems, LOCA, core, the 2nd and the 3rd generation nuclear reactors, MIR-1200, AP1000, EPR.

ABSTRACT

The main target of the master's thesis is reviewing the generation III nuclear reactors in term of the nuclear safety. At first we have to learn some theory of the nuclear safety in order to understand safety systems of the generation III nuclear reactors. Therefore the thesis is divided into two parts.

Legislative and technical approaches to nuclear safety are mentioned in the first part. Regulatory bodies, whose task is to supervise nuclear safety in the nuclear power plants, belongs to the legislative approaches. There are defined terms such as defence in depth, redundancy, diversity, etc. There are mentioned methods to assessing nuclear safety – deterministic and probabilistic methods, especially probabilistic methods, for which a simple example is provided. There are also mentioned active and passive safety systems and their significance for nuclear safety and inherent safety too. There is an example of the function of the active and passive safety systems of the EDU nuclear power plant in conclusion of this issue.

The second part deals with description of the selected nuclear reactors in context of the construction of the new units of nuclear power plant in Temelín. The nuclear reactors from companies, which applied for the public tender opened by ČEZ, a. s., for the construction of the ETE 3+4. Thus, the nuclear reactor MIR-1200 by ATOMSTROYEXPORT (Russian Federation), the nuclear reactor AP1000 by WESTINGHOUSE (USA) and the nuclear reactor EPR by AREVA (France) are taken into account. Comparison of the generation II and these generation III+ nuclear reactors necessarily belongs to this master's thesis. These the generation III+ nuclear reactors are compared with the nuclear reactor VVER 440 (EDU) and in particular with the nuclear reactor VVER 1000, which is operated in the nuclear power plant Temelín.

The final chapter contains generally appraisal of the whole problem.





BIBLIOGRAFICKÁ CITACE

PAVLÍČEK, M. *Přístupy k zajištění jaderné bezpečnosti u reaktorů 3. generace*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství, 2010. 95s. Vedoucí diplomové práce prof. Ing. Oldřich Matal, CSc.





ČESTNÉ PROHLÁŠENÍ A PODĚKOVÁNÍ AUTORA

Prohlašuji, že jsem tuto diplomovou práci vypracovával sám, s pomocí vedoucího diplomové práce a konzultanta firmy ČEZ, a.s., literatury a ostatních materiálů, které mi byly poskytnuty, a které jsou uvedeny v závěru práce. Dále bych chtěl poděkovat svému vedoucímu panu prof. Ing. Oldřichu Matalovi, CSc., konzultantovi firmy ČEZ, a.s. Bc. Radku Kopřivovi a firmě ČEZ, a. s. za pomoc, bez níž by se práce vyvíjela o poznání složitěji. Názory uvedené v diplomové práci nemusí vyjadřovat stanovisko společnosti ČEZ, a. s.

V Brně, dne 27.5.2010

.....
Podpis





OBSAH

1 ÚVOD	11
2 LEGISLATIVNÍ PŘÍSTUPY K ZAJIŠTĚNÍ JADERNÉ BEZPEČNOSTI	15
2.1 IAEA – International atomic energy agency	16
2.2 WANO – World association of nuclear operators	17
2.3 WENRA – Western european nuclear regulators' association	18
2.4 EUR – European utility requirements	18
2.5 SÚJB – Státní úřad pro jadernou bezpečnost	21
3 TECHNICKÉ PŘÍSTUPY K ZAJIŠTĚNÍ JADERNÉ BEZPEČNOSTI	23
3.1 Ochrana do hloubky	25
3.2 Metody analýz jaderné bezpečnosti	30
3.2.1 Deterministické metody	31
3.2.1.1 Redundance	31
3.2.1.2 Diverzita	32
3.2.2 Pravděpodobnostní metody	33
3.2.2.1 Rassmussenova studie	36
3.2.2.2 Strom událostí	37
3.2.2.3 Strom poruch	38
3.2.3 Hodnocení bezpečnosti	40
3.3 Technické prostředky k zajištění jaderné bezpečnosti	41
3.3.1 Aktivní bezpečnostní systémy	41
3.3.2 Pasivní bezpečnostní systémy	42
3.3.3 Příklad současného použití pasivních a aktivních bezpečnostních systémů	44
4 JADERNÉ REAKTORY GENERACE III+ A JADERNÁ BEZPEČNOST	45
4.1 WESTINGHOUSE – AP 1000	46
4.1.1 Profil společnosti WESTINGHOUSE	47
4.1.2 Základní technické parametry jaderné elektrárny s reaktorem AP 1000	47
4.1.3 Základní bezpečnostní systémy AP 1000	50
4.1.4 Filosofie řešení těžkých havárií	53
4.2 ATOMSTROY EXPORT – MIR 1200	58
4.2.1 Profil společnosti ATOMSTROY EXPORT	58
4.2.2 Základní technické parametry jaderné elektrárny s reaktorem MIR 1200	59
4.2.3 Základní bezpečnostní systémy MIR 1200	61
4.2.4 Filosofie řešení těžkých havárií	68
4.3 AREVA – EPR	69
4.3.1 Profil společnosti AREVA	69
4.3.2 Základní technické parametry jaderné elektrárny s reaktorem EPR	69
4.3.3 Základní bezpečnostní systémy EPR	73
4.3.4 Filosofie řešení těžkých havárií	78

**5 VÝVOJ DESIGNU A BEZPEČNOSTNÍCH SYSTÉMŮ U REAKTORŮ
GENERACE III+****79**

5.1 Vývoj designu a bezpečnostních systémů AP 1000 81

5.2 Vývoj designu a bezpečnostních systémů MIR 1200 83

5.3 Vývoj designu a bezpečnostních systémů EPR 85

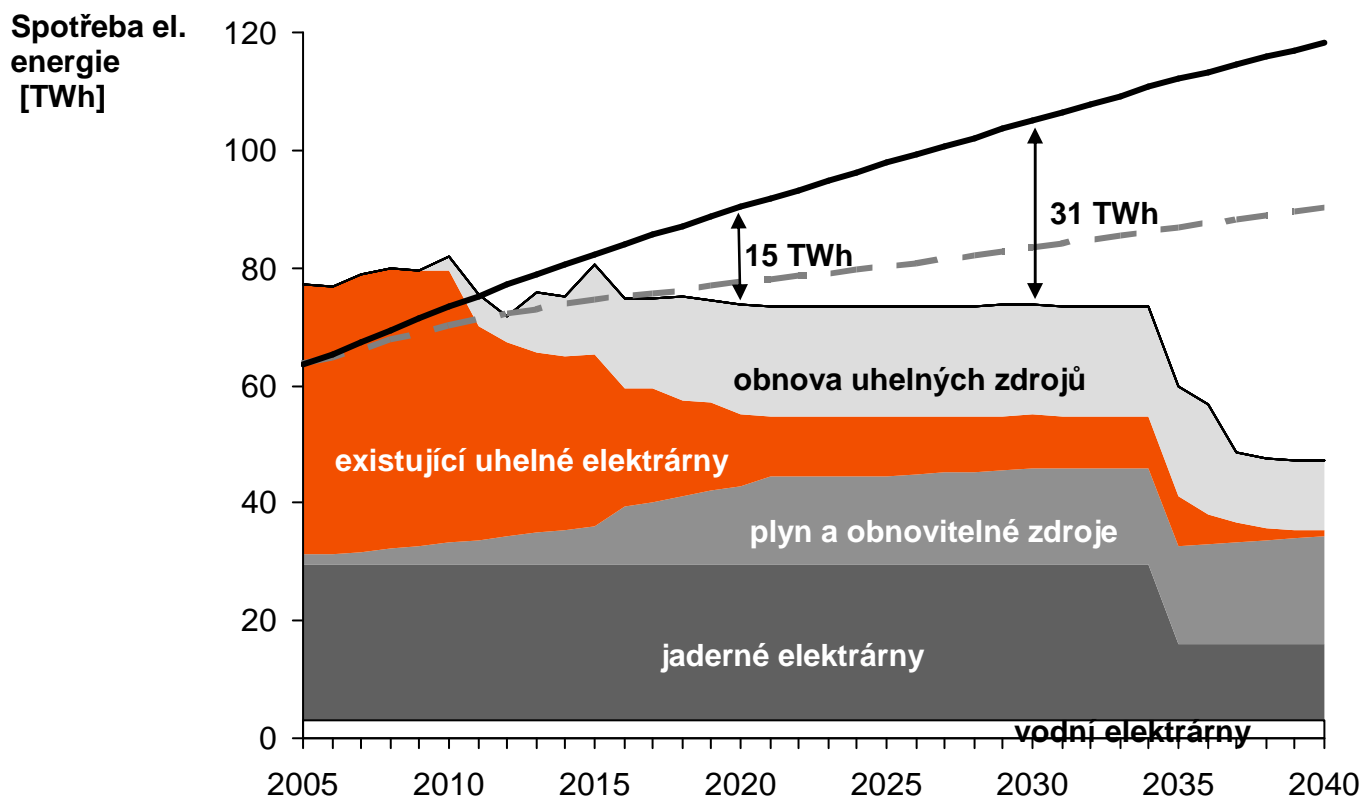
5.4 Porovnání reaktorů generace III+ 87

6 ZÁVĚR**89****7 SEZNAM POUŽITÝCH ZDROJŮ****90****8 SEZNAM POUŽITÝCH ZKRATEK A SYMBOLŮ****94**

1 ÚVOD

V 70. a 80. letech minulého století došlo k událostem, které zastavily výstavbu jaderných reaktorů 2. generace. Hlavní důvody zastavení výstavby byly dvě těžké havárie v Three Mile Island 28. března 1979 a v Černobylu 26. dubna 1986. Jaderná havárie v USA znamenala výrazné snížení důvěry investorů, pojišťoven a veřejnosti v jaderné projekty. Jaderná havárie na Ukrajině (tehdy SSSR) obrátila drtivou část evropské veřejnosti a politiků proti jaderné energetice díky svému celoevropskému rozsahu. Jaderná energetika se dostala do značného útlumu. V následujících letech však nastal velký rozvoj průmyslu (především po pádu železné opony v roce 1989), s čímž souvisel nárůst populace. Rozvoj průmyslu a nárůst populace měly za důsledek mimo jiné větší poptávku po elektrické energii. V důsledku zastavení stavby nových jaderných bloků v kontextu s ubývajícími zásobami fosilních paliv se uvažuje o nových zdrojích elektrické energie. Obnovitelné zdroje energie (slunce, voda, vítr, aj.) se jeví jako dobrá alternativa za uhelné elektrárny či elektrárny na kapalná paliva. V tomto období se naplno rozmohla tzv. „zelená energie“, tedy masivní výstavba větrných elektráren, obnova a výstavba nových vodních elektráren a v první dekádě 21. století fotovoltaické elektrárny. Přesto tyto zdroje nebyly a nejsou adekvátní náhradou za velké elektrárenské bloky, především z důvodů jejich malých výkonů či finanční náročnosti (poměr cena/výkon). Je nutné tedy dále pátrat po nových zdrojích, přičemž nové zdroje musí brát ohled na životní prostředí. To znamená, že by měly být pokud možno bezemisní či produkovat co nejméně emisí. K uvažování o nových zdrojích vedou hlavně evropské státy také rizika spojená s dodávkami plynu a ropy (viz. plynová krize v roce 2009, či nestabilní politická situace na Blízkém východě, kde jsou velké zásoby ropy).

Česká republika je v současnosti čistým vývozcem elektrické energie. To znamená, že vyrobí dostatek elektrické energie pro svoji vlastní spotřebu, přičemž nadbytek elektrické energie prodá do zahraničí. Vývoj spotřeby elektrické energie v České republice s predikovanou dodávkou českých zdrojů elektrické energie v dalších letech je zobrazen na obr. 1.1. Graf predikuje vývoj spotřeby elektrické energie a výrobu českých zdrojů elektrické energie. Plná křivka ukazuje spotřebu elektrické energie, při níž je dosaženo 50 % úspor elektrické energie. Čárkovaná křivka ukazuje spotřebu elektrické energie se zahrnutím maximálních úspor, které se však očekávat příliš nedají. Na grafu (nezahrnuje předpokládanou výstavbu ETE 3+4) jsou zobrazeny dvě hodnoty. Obě vyjadřují nedostatek elektrické energie. To znamená, kolik TWh elektrické energie bude potřeba dovézt z okolních států. Je potřeba mít stále na paměti, že se uvažují 50 % úspory elektrické energie. Okolo roku 2020 dosáhne nedostatek elektrické energie hodnoty 15 TWh, okolo roku 2030 31 TWh, přičemž se nedostatek počátkem roku 2035 zvýší z důvodu předpokládaného postupného odstavování jaderné elektrárny Dukovany.



Obr. 1.1 Očekávaná dodávka českých zdrojů vs. Vývoj spotřeby v TWh [32]

----- domácí spotřeba se zahrnutím max. úspor

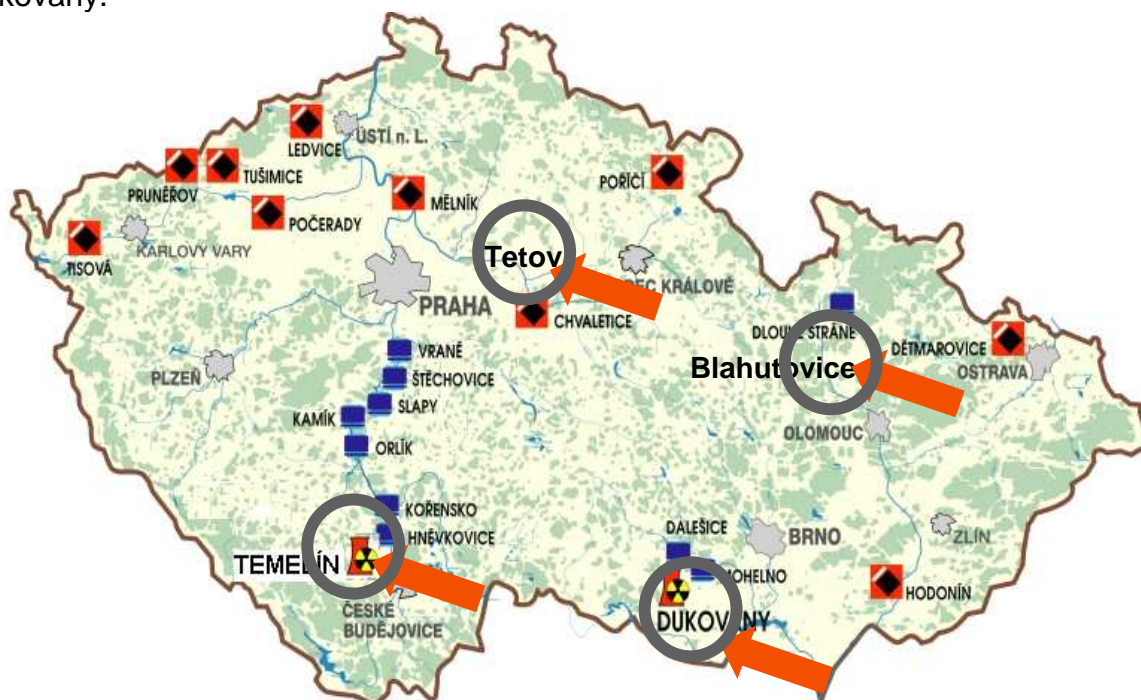
———— domácí spotřeba s 50% úsporami nebo při vyšším růstu HDP

V důsledku předpokládaného nedostatku elektrické energie se uvažuje jako nový zdroj elektrické energie i jaderná energie, přestože je jistá část veřejnosti proti jaderné energetice především z hlediska zdánlivé nebezpečnosti štěpné jaderné reakce probíhající v reaktoru a kvůli jadernému odpadu. Naštěstí však jaderný průmysl dále pracoval na vývoji jaderných reaktorů, a to v oblasti zvýšení výkonu a účinnosti pomocí lepšího paliva, lepších materiálů či pomocí optimalizace umožněné moderními výpočtovými kódy. Z hlediska společenské přijatelnosti se pracovalo především na zvýšení jaderné a technické bezpečnosti. Díky provozním zkušenostem a pokroku ve vývoji technologií navíc začaly největší firmy v jaderném průmyslu vyvíjet reaktory generace třetí.

V současnosti zažívá jaderný průmysl renesanci. Nyní je ve výstavbě 57 jaderných reaktorů, z nichž zmíněné tři projekty (MIR-1200, AP1000 a EPR) jsou ve výstavbě (např. ve Finsku, Francii, Číně či Rusku). V plánu jsou pak desítky dalších nových jaderných bloků. Zároveň se prodlužuje životnost současných jaderných elektráren, během níž často probíhá i zvýšení úrovně zajištění jaderné bezpečnosti. Do budoucna lze předpokládat ještě větší nárůst nových jaderných elektráren, jelikož s výstavbou uvažují i další státy, které dosud jadernou energetiku odmítaly či v minulosti nevyužívaly. Současné jsou v provozu zkušební jaderné reaktory generace IV, jejichž uvedení do komerčního provozu se předpokládá kolem roku 2040.

V České republice jsou v provozu dvě jaderné elektrárny. Jaderná elektrárna Dukovany (EDU) se nachází cca 30 km jihovýchodně od Třebíče a zkušební provoz 1. bloku byl zahájen 3. května 1985. Jaderná elektrárna Temelín se nachází u Týna nad Vltavou a zkušební provoz byl zahájen 21. prosince 2000. V jaderné elektrárně Dukovany jsou čtyři výrobní bloky o celkovém instalovaném elektrickém výkonu 1760 MWe (po dokončení kompletní rekonstrukce 2000 MWe) a jejich životnost byla naplánována na 30 let. V současnosti probíhá modernizace a existuje předpoklad, že bude životnost EDU prodloužena až na 60 let. Jaderná elektrárna Temelín je vybavena dvěma výrobními bloky* o celkovém instalovaném výkonu 2000 MWe. Životnost ETE je naplánována na 40 let, přičemž se také předpokládá životnost až 60 let. V roce 2009 byl podíl na celkové výrobě elektrické energie v České republice obou jaderných elektráren 33 %.

Na obr. 1.2 jsou uvedeny lokality pro uvažovanou výstavbu nových jaderných bloků. Při úvaze o výstavbě nových jaderných bloků se vycházelo ze čtyř lokalit – Dukovany, Temelín, Tetov, Blahutovice. Jako nejlepší volba se ukázala lokalita Temelín především z důvodu, že v lokalitě Temelín se původně uvažovalo o výstavbě čtyř jaderných bloků, a tak jsou zde připraveny všechny nezbytné podpůrné technologie. Navíc byla lokalita již v minulosti shledána vhodnou pro výstavbu jaderné elektrárny. V současnosti se rovněž uvažuje i o dostavbě 5. bloku v lokalitě Dukovany.



Obr. 1.2 Lokality pro možnou výstavbu nových jaderných bloků [32]

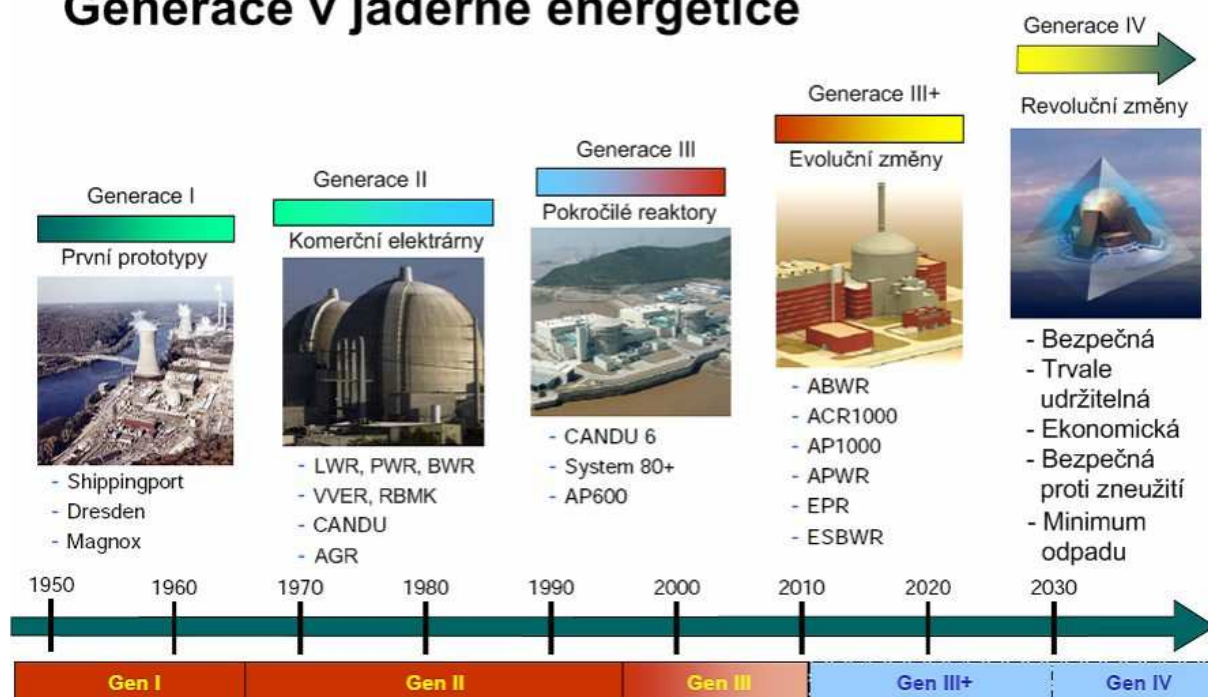
Prioritně se tedy ČEZ, a. s. zaměřil na dostavbu jaderné elektrárny Temelín (ETE). Řízení pro získání licence na výstavbu nových jaderných bloků v lokalitě Temelín započal ČEZ, a. s. 11. července 2008 tím, že předložil oznámení záměru o výstavbě Ministerstvu životního prostředí k posouzení dle zákona o posuzování vlivů na životní

* podle původního projektu se měly vystavět v lokalitě Temelín čtyři bloky, ovšem v roce 1990 rozhodla federativní vláda o tom, že budou dokončeny pouze 1. a 2. blok. Definitivní schválení udělila již vláda České republiky v roce 1993.

prostředí č. 100/2001 Sb. Na základě obdržení licence (řízení EIA stále probíhá, v současné době vypracovává ČEZ zprávu EIA, tak pak bude hodnocena ministerstvem) zahájil 30. srpna 2009 ČEZ, a. s. výběrové řízení na dodavatele nových jaderných bloků dle zákona o veřejných zakázkách č. 137/2006 Sb. Do výběrového řízení se přihlášily tři firmy.

Sdružení Westinghouse Electric Company LLC a Westinghouse Electric Company Czech Republic s. r. o. s projektem AP1000, sdružení ŠKODA JS a.s. a JSC Atomstroyexport a JSC OKB Gidropress s projektem MIR-1200 a AREVA NP S.A.S. s projektem EPR. Všechny tyto jaderné reaktory patří do generace III+, která je oproti generaci III charakteristická změnami především v oblasti snížení měrných nákladů na instalovaný výkon. Výstavba nových jaderných reaktorů generace III+ v České republice se jeví jako reálná, proto se tato diplomová práce věnuje právě výše uvedeným jaderným reaktorům generace III+. Na úvod se diplomová práce zabývá obecnými zásadami jaderné bezpečnosti (ochrana do hloubky, pravděpodobnostní a deterministické metody, atd., následně popisuje jaderné bezpečnostní systémy jaderných reaktorů generace III+ uvažovaných pro výstavbu ETE 3+4. Na závěr popsané jaderné reaktory porovnává s jadernými reaktory 2. generace, především s VVER 440 (EDU), VVER 1000 (ETE) a hodnotí přijatelnost nových jaderných reaktorů pro výstavbu v České republice. [6], [32], [42]

Generace v jaderné energetice



Obr. 1.3 Generace jaderných reaktorů [6]

2 LEGISLATIVNÍ PŘÍSTUPY K ZAJIŠTĚNÍ JADERNÉ BEZPEČNOSTI

První jaderná elektrárna byla postavena v roce 1954 v lokalitě Obninsk (SSSR) s elektrickým výkonem 5 MWe. Jaderný reaktor však sloužil především k výzkumnému účelu. První zcela komerční jaderné elektrárny byly vystavěny ve Velké Británii a v USA. Ve Velké Británii se jednalo o jadernou elektrárnu Calder Hall (1956), v USA pak o jadernou elektrárnu Shippingport (1957).

I když jaderná energetika patřila mezi relativně mladé inženýrské obory (a dodnes patří), přesto šlo o odvětví, které bylo velice přísně kontrolované. Úřady kontrolující provoz jaderných elektráren vnikly již před uvedením prvních jaderných bloků do provozu (např. USA – US NRC).

První mezinárodní agentura vznikla v roce 1957 jako reakce na slavný proslov prezidenta USA Dwighta Davida Eisenhowera (funkční období 1953 – 1961). Proslov s názvem „Atoms for peace“ dal vzniknout agentuře s názvem IAEA (česky MAAE – mezinárodní agentura pro atomovou energii). IAEA je součástí OSN a stanovuje požadavky na jadernou bezpečnost, přičemž dodržování jaderné bezpečnosti IAEA kontroluje. V souladu se smlouvou o nešíření jaderných zbraní z roku 1968 má na starosti kontrolu jaderných materiálů a jaderných technologií ve světě. Sídlo IAEA se nachází ve Vídni v Rakousku.

Jaderná havárie v Černobylu měla kromě ničivých důsledků za následek také založení další mezinárodní agentury. V roce 1989 vznikla WANO – sdružení provozovatelů jaderných elektráren. Prostřednictvím WANO si provozovatelé jaderných elektráren předávají zkušenosti z provozu jaderných elektráren tím, že hlásí jednotlivé události, zjišťují příčiny a jejich nápravu. WANO rovněž pořádá kontrolní či vzdělávací mise.

Evropským orgánem zabývajícím se jadernou bezpečností je WENRA. Asociace západoevropských jaderných dozorců (WENRA) vznikla v roce 1999 a včetně SÚJB má 17 členů. Cílem této organizace je zajistit srovnatelnou a vysokou úroveň jaderné bezpečnosti v Evropě, přičemž plánuje vytvořit nezávislý dozor nad jadernými bloky provozovanými v Evropě. Rovněž plánuje vytvořit požadavky na nové jaderné bloky (požadavky na současné provozované bloky již vytvořila).

Další evropskou organizací je organizace EUR, která vznikla v roce 1991. Organizace EUR sdružuje provozovatele jaderných elektráren (zakládajících členů bylo pět, v současnosti je jich již deset). V 90. letech organizace EUR vydala požadavky na nové jaderné bloky. V USA již před založením organizace EUR fungoval podobný program EPRI ALWR (vznik 1985), v rámci kterého byl vydán dokument URD, který je podobným dokumentem jako dokumenty EUR.

V České republice byl na základě atomového zákona (č. 18/1997 Sb.) zřízen Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB). Před rozdělením Československa se jednalo o společnou ČSKAE, která vznikla v roce 1976, po rozdělení Československa se česká část transformovala na SÚJB. Po vzniku SÚJB byly parlamentem České republiky zákony a vyhlášky v jaderné oblasti zaktualizovány. [1], [2], [3], [28]

2.1 IAEA – International atomic energy agency

V souvislosti s jadernými elektrárnami se činnost IAEA specializuje na vydávání dokumentů. IAEA vydává základní dokumenty zvané IAEA Safety Standard Series. Nejzákladnějším dokumentem je dokument IAEA Safety



Fundamentals (SF-1), který stanovuje základní bezpečnostní cíl jaderné bezpečnosti jako ochranu obyvatelstva a životního prostředí před škodlivými účinky radioaktivních látek a ionizujícího záření. Tato myšlenka či cíl je rozvinuta do deseti následujících bezpečnostních principů:

Obr. 2.1.1 Logo IAEA [2]

- Odpovědnost za jadernou bezpečnost
- Role státu
- Řízení jaderné bezpečnosti
- Důvod k užívání jaderné energie
- Optimalizace ochrany
- Omezování rizik
- Ochrana současné a budoucí generace
- Prevence havárií
- Havarijní připravenost a odezva
- Nápravné akce k omezení existujících a dosud nedozorovaných radiačních rizik

Na základní dokument SF-1 navazují dokumenty IAEA Safety Requirements (NS-R), přičemž pro jaderné elektrárny jsou nejdůležitějšími dokumenty NS-R-1, NS-R-2, NS-R-3. NS-R-1 pojednává o designu jaderných elektráren, NS-R-2 o provozu jaderné elektrárny a NS-R-3 o výběru vhodné lokality pro jadernou elektrárnu. Dalšími dokumenty, které však nejsou závazné, jsou IAEA Guide Safety Requirements (GS-R). Tyto dokumenty jsou návody, jak řešit problematiku dokumentů NS-R. Pro naše účely je nejdůležitější dokument GS-R Part 4, který pojednává o bezpečnostním hodnocení jaderné elektrárny.

Dalšími dokumenty jsou pak dokumenty INSAG, které vydává skupina INSAG, která působí pod hlavičkou IAEA. Dokumenty jsou velmi odborným závěrem této pracovní skupiny. Týkají se přístupů, zásad, koncepcí a principů v oblasti jaderné bezpečnosti a jsou doporučeními pro současně provozované jaderné elektrárny. Dokumentů INSAG bylo vydáno zatím 23, přičemž první INSAG se týkal největší havárie v historii jaderné energetiky v Černobylu. Zatím poslední dokument se zabývá mezinárodním systémem pro operační zkušenosti.

Dokumenty IAEA sice nejsou legislativně závazné, ale státní dozorný orgán (SÚJB – pro Českou republiku) je bere v potaz a zapracovává je do svých vyhlášek, které již jsou pro danou jadernou elektrárnu a stát závazné. [2]

2.2 WANO – World association of nuclear operators

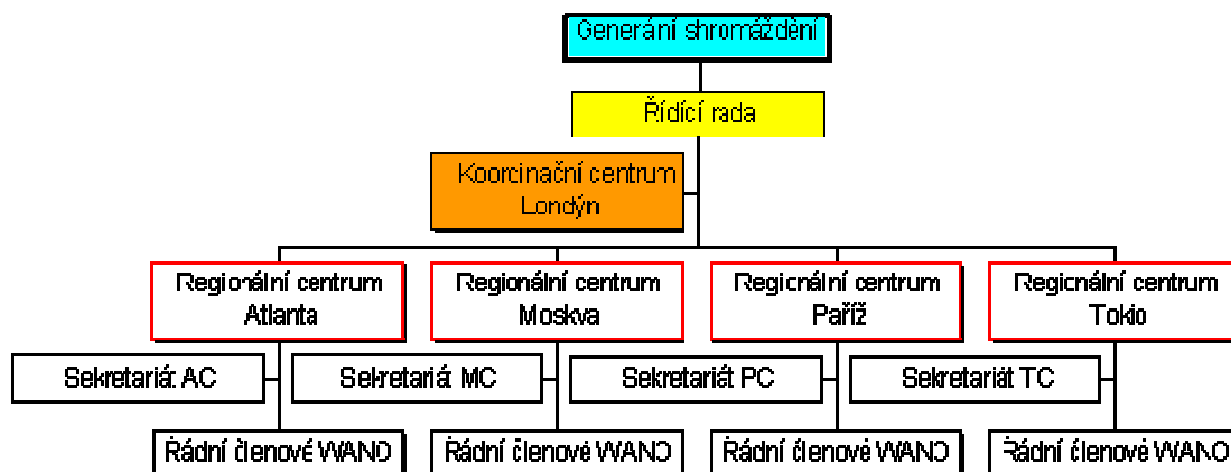
WANO je světová organizace provozovatelů jaderných zařízení, která sdružuje více jak 430 jaderných bloků ze 30-ti zemí světa. Provozovatelé jaderných bloků taktéž WANO financují. Jde tedy o neziskovou a nevládní organizaci. ČEZ, a. s., jako provozovatel EDU a ETE, je členem WANO a podílí se tedy na struktuře a chodu této organizace. Sdružení má jedno koordinační centrum



se sídlem v Londýně a čtyři regionální centra – Atlanta, Moskva, Paříž, Tokio. Struktura sdružení je zobrazena na obrázku 2.2.2

Současným předsedou WANO je Laurent Stricker. Provozovatelé jaderných elektráren posílají údaje o událostech, které jsou dostupné pouze členům WANO, do regionálních center. Zde jsou zpracovávány, následně si mohou jednotliví členové vyměňovat provozní informace a zkušenosti a zároveň se naskytuje možnost srovnání jednotlivých jaderných elektráren, jejich vývoje a trendů. Z toho jasně plyne hlavní smysl vytvoření organizace WANO, tedy urychlení výměny provozních zkušeností mezi elektrárnami. Výměna informací a zkušeností z provozu jsou nejefektivnějším způsobem, jak daným událostem předejít a poučit se. Mezi hlavní činnosti WANO patří:

- Výměna zkušeností z provozu
- Profesionální a technický vývoj (pořádání seminářů, sympózií)
- Technická podpora a výměna informací (audity pracovních skupin z jiných jaderných elektráren, výměna zkušeností provozovatelů, atd.)
- Výměna zkušeností a formulace doporučení pro zvýšení bezpečnosti provozu a jaderné bezpečnosti jako celku [3]



Obr. 2.2.2 Struktura WANO [31]

2.3 WENRA – Western european nuclear regulators' association

WENRA je organizací, která sdružuje představitele dozorných orgánů států v západní Evropě. Do sdružení WENRA patří dozorné orgány zemí Evropské unie (země, kde jsou v provozu jaderné bloky, či kde jsou jaderné bloky odstaveny) včetně Švýcarska. Činnost WENRA je zajištěna pomocí dvou pracovních skupin – RHWG (Reactor Harmonisation Working Group) a WGWD (Working Group on Waste and Decommissioning). Tyto pracovní skupiny vypracovávají dokumenty, které stanovují bezpečnostní požadavky na současně provozované jaderné elektrárny a zároveň hodnotí stávající provoz jaderných elektráren a plnění požadavků členů WENRA. Skupina RHWG vydala v lednu 2008 dokument s požadavky na současné jaderné elektrárny (2008: WENRA Reactor Safety Reference Levels (January 2008)). Cílem této organizace je srovnání úrovně přístupů k zajištění jaderné bezpečnosti v členských státech WENRA, přičemž tato úroveň by měla být co nejvyšší. Mezi hlavní činnosti WENRA patří:

- zajištění jaderné bezpečnosti energetických jaderných reaktorů
- vyřazování jaderných zařízení z provozu
- skladování radioaktivních odpadů a vyhořelého paliva [1]

2.4 EUR – European utility requirements



Obr. 2.4.1 Logo organizace EUR [19]

Dokumenty EUR (*European Utility Requirements for lightwater reactors nuclear power plants*) jsou požadavky na budoucí projekty jaderných elektráren s lehkovodním reaktorem generace III a III+. Dokumenty EUR vychází z dokumentů IAEA, WENRA, z požadavků jednotlivých evropských dozorných orgánů a mimo jiné i ze zkušeností provozovatelů současných jaderných elektráren. Dokumenty EUR jsou tedy výsledkem spolupráce mezi jednotlivými provozovateli jaderných elektráren a podílí se na nich i společnosti, které nejsou členy této organizace. Současně jsou vypracovány v kooperaci s mezinárodními organizacemi pro jadernou energii a v součinnosti se státními dozornými orgány s ohledem na zákony a vyhlášky jednotlivých zemí Evropské Unie. Navíc jsou porovnávány s americkými dokumenty URD programu EPRI ALWR. Kromě bezpečnostních požadavků uvádí rovněž požadavky na ekonomickou stránku projektu nové jaderné elektrárny z hlediska náročnosti investice, ceny provozu, jednoduchosti údržby, životnosti aj. Požadavky jsou tudíž rozděleny na bezpečnostní a ekonomické.

Požadavky uvedené v dokumentech EUR mají zajistit budoucím provozovatelům nových jaderných elektráren vysokou a zároveň dostatečnou úroveň bezpečnosti přijatelnou po celé Evropě. Tím se snižuje riziko z hlediska získání licence pro daný projekt v jednotlivých zemích. V dokumentech je popsán daný projekt, jeho jaderná část, analýzy, hodnocení, návaznost na jiné projekty, atd. Organizace EUR, na

základě splnění jejích požadavků, uděluje certifikát, který již obdržely následující projekty: AP1000, AES-92, EPR, SWR-1000, EP1000, BWR 90/90+.

Níže popsané požadavky se vztahují především na jadernou část jaderné elektrárny a speciálně na aktivní zónu reaktoru a jsou autorem diplomové práce vybrané z celé škály dalších požadavků jako stěžejní a nejdůležitější. [19], [28]

Bezpečnostní požadavky

Mezi vybrané bezpečnostní požadavky patří:

- dvojitý kontejment
- nízké provozní individuální a kolektivní dávky zaměstnanců
- prostředky pro vybrané nadprojektové havárie
- výrazné omezení celkové pravděpodobnosti i následků havárií
- snížení množství radioaktivních odpadů
- zvýšené projektových rezerv
- zjednodušení a standardizace projektu a komponent

Do bezpečnostních požadavků patří dvojitý kontejment kvůli větší ochraně vůči vnějším vlivům, případné nadprojektové havárii, zajištění ochrany obyvatelstva a životního prostředí proti úniku radioaktivních látek a ionizujícího záření v případě havárie v primárním okruhu.



Obr. 2.4.2 Finská jaderná elektrárna OLKILUOTO 3 s jaderným reaktorem EPR patří mezi elektrárny, které se řídí projektovými principy EUR [38]

Individuální dávky zaměstnanců by se měly pohybovat maximálně do hodnoty 5 mSv/rok, kolektivní dávky všech zaměstnanců pak do hodnoty maximálně 0,5 Sv/rok.

Mezi prostředky pro vybrané nadprojektové havárie patří speciální systémy určené pro těžké havárie, které se u dřívějších projektů nevyskytovaly - např. speciální systém odtlakování bránící protavení reaktorové nádoby za

vysokého tlaku, vyšší kapacita rekombinátorů vodíku i pro těžké havárie, systém chlazení taveniny (zachycení v reaktoru a vnější chlazení – AP1000, protavení nádoby, zachycení v lapači roztavené aktivní zóny a vnější chlazení – EPR, MIR-1200) a s ním související speciální systémy odvodu tepla z kontejmentu. Dalšími systémy jsou například ochranné systémy proti přetlakování kontejmentu a jeho protavení, zabránění styku betonu s taveninou, další dieselgenerátory určené na station blackout, aj.

Omezení celkové pravděpodobnosti havárie znamená, že součet pravděpodobností vzniku všech havárií je maximálně 10^{-5} /rok (hodnota pro tavení aktivní zóny (CDF)) a pro velký únik radioaktivních látek a ionizujícího záření do životního prostředí 10^{-6} /rok (CLI). Pro ekonomické omezení následků havárií pak platí (jako součást cíle CLI):

- 30 TBq pro Cs-137 (izotop cesia 137)
- 4000 TBq pro I-131 (izotop jódu 131)
- 400 TBq pro Sr-90 (izotop stroncia 90)

Na blok jaderné elektrárny o výkonu 1000 MW je maximální množství radioaktivního odpadu stanoveno na hodnotu 50m³/rok.

Projektové rezervy obecně zahrnují odolnost na vyšší tlaky, vyšší zásoby do krize varu, vyšší objemy v tlakových nádobách apod. Např. zvětšením objemu kompenzátoru objemu se snižuje nutnost zapracování sprch, ohříváků, či nutnosti odpouštět nebo doplňovat primární okruh. Tím pádem se ulehčuje provoz, snižuje se množství radioaktivních odpadů, atd. Snižuje se nutnost zapracování havarijních systémů (resp. ochranného systému, který je řídí) tím, že většinu přechodových stavů jaderná elektrárna zvládne použitím normálních systémů (resp. řídicího systému z hlediska systémů kontroly a řízení). Další projektovou rezervou je například snížení neutronového toku působícího na reaktorovou nádobu použitím reflektoru.

Standardizace a zjednodušení projektu a komponent vede k zajištění vyšší bezpečnosti především omezování vlivu lidského faktoru. Dalším důvodem je snazší údržba, případná snazší výměna komponent a snadnější výměna zkušeností ve standardizované flotile jaderných elektráren. [19], [28]

Ekonomické požadavky

Mezi ekonomické vybrané požadavky patří:

- elektrický výkon mezi 600 a 2000 MW
- životnost jaderné elektrárny 60 let
- disponibilita 90 %
- střední a maximální vyhoření paliva
- zvýšená schopnost regulace výkonu
- délka výstavby 3 – 5 let
- snížení množství radioaktivních odpadů
- zvýšené projektové rezervy
- zjednodušení a standardizace projektu a komponent

Palivem by měl být čistý oxid uraničitý (UO₂) či směsné palivo MOX složené z uranu a plutonia (přesněji oxid uraničitý - UO₂ a oxid plutoničitý - PuO₂), přičemž se uvažuje, že provoz reaktoru bude buď se 100 % obsahem paliva na bázi oxidu uraničitého nebo kombinace s 50 % paliva na bázi MOX. Na oba druhy paliva se vztahují i určité požadavky, mezi něž patří především hloubka vyhoření, tedy do jaké míry vyhoření je možné palivo využít ke štěpné reakci v reaktoru. Definují se dvě závazné hodnoty pro hloubky vyhoření:

- Maximálně možná hloubka vyhoření
 - > UO₂ – 60000 MWd/t
 - > MOX – 45000 MWd/t
- Průměrná hloubka vyhoření
 - > UO₂ – 55000 MWd/t
 - > MOX – 41000 MWd/t

U průměrné hloubky vyhoření je to hodnota, které musí palivo minimálně dosáhnout, než bude vyjmuto z reaktorové nádoby. S hloubkou vyhoření paliva souvisí délka palivové kampaně. V současné době již u fungujících jaderných bloků se délka kampaně prodlužuje i díky vyšší efektivnosti vyhoření paliva (použití gadolinia jako vyhřívacího absorbátoru, sestavení aktivní zóny do schématu in-out či použitím reflektoru). Pro nové jaderné bloky je požadovaná disponibilita 90 %, s níž souvisí délka kampaně, která je požadována na 12 – 24 měsíců. Délka odstávek pro výměnu paliva činí 14 dní.

Životnost jaderné elektrárny úzce souvisí s životností reaktoru, protože tlaková nádoba reaktoru je jediný komponent, který se nedá vyměnit. V dnešní době jsou tlakové nádoby reaktoru konstruovány takovými metodami a vyráběny z takových materiálů, že životnost této komponenty se blíží až k 80 letům. Dokumenty EUR požadují minimálně 60 let provozu reaktoru a celé jaderné elektrárny, přičemž prodloužení provozu je možné, pokud jaderná elektrárna splňuje bezpečnostní normy a její komponenty vyhovují provozním a bezpečnostním požadavkům.

Poslední tři požadavky jsou společné pro bezpečnostní i ekonomické požadavky uvedené v dokumentech EUR. [19], [28]

2.5 SÚJB – Státní úřad pro jadernou bezpečnost

V České republice se o jadernou bezpečnost stará Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB), se sídlem na Senovážném náměstí 9, Praha 1. SÚJB byl zřízen zákonem České národní rady (ČNR) č. 21/1992 Sb. a byl uveden v činnost dnem vzniku České republiky, tedy 1.1.1993. Mezi jeho povinnosti patří také dozor v oblasti radiační, chemické a biologické ochrany. Předsedkyní SÚJB je Ing. Dana Drábová, Ph.D. SÚJB je rozdělen na tři sekce a to následovně:



Obr. 2.5.1 Logo SÚJB [1]

- Úsek radiační ochrany
- Úsek jaderné bezpečnosti
- Úsek řízení a technické podpory

Hlavním úkolem SÚJB je dozor nad jadernou bezpečností, která je definována dle atomového zákona č. 18/1997 Sb. o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření jako (cituji):

„Stav a schopnost jaderného zařízení a osob obsluhujících toto zařízení zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce nebo nedovolenému úniku radioaktivních látek nebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezovat následky nehod.“

Na základě tohoto zákona SÚJB dává povolení právnickým či fyzickým osobám k umístění, stavbě jaderného zařízení a následně k jeho provozu. K získání těchto povolení však subjekt musí splnit řadu kritérií. Současně s těmito povoleními vydá SÚJB povolení k manipulaci se zdroji ionizujícího záření a radioaktivními odpady.

SÚJB dozoruje nad každou institucí, které provozuje jaderné zařízení. To znamená, že kontroluje nejen jaderné elektrárny v České republice, ale i například nemocnice,

ve kterých je umístěn rentgen, úložiště jaderného odpadu, aj. Zabývá se především jadernou částí jaderného zařízení a její bezpečností, resp. dodržováním jaderné bezpečnosti u jaderného zařízení. Dozoruje nad fyzickou ochranou, radiační ochranou a kontroluje připravenost provozovatele jaderného zařízení v případě havárie. Například jaderné havárie na jaderných elektrárnách se pravidelně simulují a SÚJB k těmto simulacím posílá komisi, která dohlíží nad průběhem řešení případné havárie.

SÚJB implementuje do české legislativy požadavky dokumentů IAEA a WENRA. Na jejich základě SÚJB stanoví podmínky provozu jaderného zařízení a podmínky na jeho jadernou bezpečnost, radiační ochranu obyvatelstva a jeho stav ozáření, životního prostředí a jeho radiační situaci, aj.

Mezi nejdůležitější vyhlášky SÚJB týkající se výstavby a provozu JE patří:

- č. 215/1997 Sb. – výběr lokality pro jadernou elektrárnu
- č. 195/1999 Sb. – design jaderné elektrárny
- č. 132/2008 Sb. – jakost při výrobě a projektování komponent
- č. 144/1997 Sb. – fyzická ochrana
- č. 146/1997 Sb. – výcvik personálu
- č. 307/2002 Sb. – radiační ochrana
- č. 318/2002 Sb. – havarijní připravenost
- č. 106/1998 Sb. – zajištění bezpečnosti při uvádění JE do provozu
- č. 185/2003 Sb. – vyřazení JE z provozu

SÚJB rovněž stanovuje licenční proces projektu nové JE, který se skládá z těchto hlavních bodů:

- povolení k umístění
- povolení k výstavbě
- povolení k uvedení do provozu
- povolení k provozu

Součástí povolení k umístění je zadávací bezpečnostní zpráva, která hodnotí lokalitu především dle vyhlášky č. 215/1997 Sb. Povolení k výstavbě obsahuje předběžnou bezpečnostní zprávu, která hodnotí projekt z hlediska jaderné bezpečnosti a včleňuje specifika lokality do projektu (vnější rizika). Součástí povolení k uvedení do provozu a povolení k provozu je předprovozní bezpečnostní zpráva a její revize. V ní se mimo jiné hodnotí kvalita provedení, projektové změny při výstavbě, atd.

Do pole působnosti SÚJB mimo jiné patří i dozor nad dodržováním zákona o zákazu chemických, bakteriologických a toxinových zbraní.

V případě neplnění zákonů a vyhlášek má SÚJB pravomoc stanovit pro provozovatele jaderného zařízení pokuty a tresty, resp. v krajním případě odebrat povolení k provozu. [1]

3 TECHNICKÉ PŘÍSTUPY K ZAJIŠTĚNÍ JADERNÉ BEZPEČNOSTI

Požadavky na zajištění jaderné bezpečnosti a radiační ochrany u jaderného zařízení se zabývá vyhláška SÚJB č. 195/1999 Sb. Tato vyhláška současně řeší i havarijní připravenost. Dle zákona jaderná zařízení musí plnit několik funkcí, které jsou nezbytné pro bezpečný provoz.

Ochrana do hloubky, která je definována pomocí čtyř fyzických bariér a pěti úrovní ochrany, je velice důležitým principem jaderné bezpečnosti. Mezi fyzickými bariérami a ochrannými úrovněmi existují určité vztahy. Fyzické bariéry jsou definovány jako soubor několika nezávislých fyzických překážek, které brání šíření ionizujícího záření. Úrovně ochrany a fyzické bariéry jsou realizovány skrze dedikované systémy (bezpečnostní a ochranné systémy – obr. 3.1.1 – levý obdélník) a zároveň je při projektování, výrobě, výstavbě i provozu použit konzervativní přístup, vysoká úroveň zajištění kvality a kultury bezpečnosti (obr. 3.1.1 – pravý obdélník). Při správné aplikaci principu ochrany do hloubky je vyloučeno poškození životního prostředí prostřednictvím jednoduchého selhání zařízení či lidské chyby. Pouze velmi nepravděpodobné kombinace selhání zařízení anebo vlivu lidského faktoru vedou úniku radioaktivních látek a ionizujícího záření.

Analýza jaderné bezpečnosti se provádí dle deterministických a pravděpodobnostních metod. Deterministických metod se využívá především při projektování bezpečnostních systémů, resp. ověřování jejich projektové funkce. Deterministické metody zahrnují zavedené inženýrské přístupy typu redundance, diverzita, atd. Průběžně se během projektování využívá pravděpodobnostních metod. Pravděpodobnostní metody ověřují skrze pravděpodobnost iniciačních událostí a jejich rozvoje rizika selhání jednotlivých bezpečnostních systémů. Základním bodem zajištění jaderné bezpečnosti je inherentní bezpečnost, tj. bezpečnost, která je založena na fyzikálních principech a vlastnostech zařízení či systému. Např. při zvýšení teploty v reaktorové nádobě se samovolně utlumuje štěpná reakce, bez moderátoru se štěpná reakce samovolně zastaví – velké zvýšení tlaku a teploty, odpaření moderátoru). Pro události, u kterých nelze pomocí inherentní bezpečnosti vyloučit další nepříznivý rozvoj, se jaderné bezpečnosti dosahuje pomocí aktivních a pasivních bezpečnostních systémů.

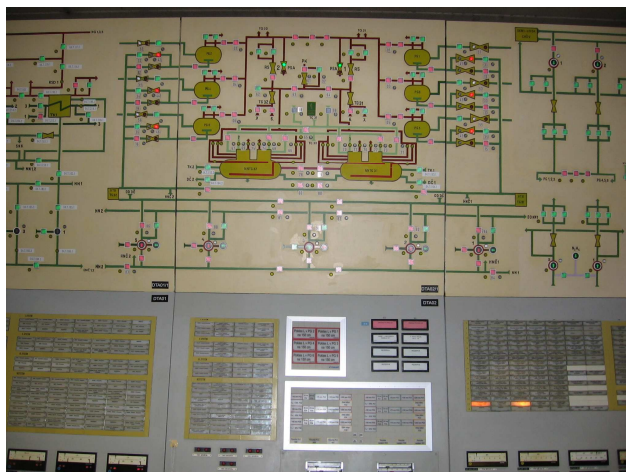
Aktivní bezpečnostní systémy jsou systémy závislé na zdroji elektrické energie. Jsou to například čerpadla, některé armatury (např. armatury poháněné elektromotory), kompresory, aj. Pasivní bezpečnostní systémy pracují pouze na základě přírodních sil - gravitace, přirozené cirkulace média, atd. Příkladem jsou hydroakumulátory či samovolný pád havarijních tyčí. V současnosti se trend jaderné bezpečnosti mimo dalšího zdokonalování aktivních bezpečnostních systémů ubírá též směrem k pasivním bezpečnostním systémům (projekt WESTINGHOUSE - AP1000 je v podstatě celý založen na pasivní bezpečnosti).

Součástí jaderné bezpečnosti je i systém jakosti. U všech konstrukcí a technologií je požadována jakost při návrhu, výrobě, montáži, zkouškách a provozu tak, že zařízení mají schopnost bezpečně plnit svoji funkci, a zároveň omezovat výskyt a důsledky poruch. Organizace splňující požadavky jakosti jsou držitelem certifikátu ISO 9000. ISO 9000 je mezinárodní norma a podle ní je jakost definována jako splnění požadavků souborem inherentních znaků. Tyto inherentní znaky se týkají nejen výrobku, ale také služeb, které daná firma poskytuje. Mezi inherentní znaky patří

znaky funkční, ergonomické (fyziologické), spolehlivostní (bezporuchovost, výkon), smyslové, mechanické, elektrické, chemické či biologické. [1], [4], [18], [31], [36]

Lidský faktor

Provozování žádného průmyslového odvětví, jadernou energetiku nevyjímaje, se neobejde bez lidského přičinění. To znamená, že člověk bude vždy potřeba k výrobě, montáži a řízení. Zatím neexistují takové metody či postupy v jaderné energetice,



Obr. 3.1 Panely blokové dozorny jaderné elektrárny Dukovany [30]

kde by nebyl člověk potřeba. Proto mezinárodní instituce a státní dozorné orgány nad jadernou bezpečností požadují vysokou kvalifikaci personálu. Např. pro operátory, kteří budou pracovat na blokové dozorně v JE Temelín či JE Dukovany, jsou vytvořeny přísné podmínky. Budoucí operátoři musí být technicky vzdělaní, musí absolvovat náročné psychologické testy, lékařské vyšetření. Pokud tyto podmínky splní, pak je čeká dvouletý program, kde jsou

na pozici operátora blokové dozorny školeni jak teoreticky tak se praxi učí na plnohodnotném modelu blokové

dozorny (obr. 3.1). Na konci musí absolvovat závěrečné zkoušky před komisí, která je složená z odborníků ČEZ, a. s. a SÚJB. Zkouškou však výcvik nekončí a operátoři jsou pravidelně přezkušováni a nacvičují případné havárie.

Vysoká kvalifikace se obecně týká veškerého personálu, i přesto ale nelze vyloučit selhání lidského faktoru. Historicky je doloženo, že lidský faktor se na dřívějších haváriích, i na těch nejvážnějšího typu jako jsou Černobyl a Three Mile Island, podílel velmi vysokým procentem. Proto se v dnešní době projevuje snaha o eliminaci působení lidského činitele na jaderné zařízení. Je možné dosáhnout určitého zjednodušení systémů tak, aby člověk zasahoval do co nejmenšího okruhu těchto systémů. Jako příklad si lze uvést zjednodušování primárního okruhu snižováním počtu komponent. Současným trendem je snaha o takovou jadernou bezpečnost, jejichž technické řešení je založené na pasivní bezpečnosti, čímž se snižuje vliv lidského faktoru a jeho možného selhání. Nicméně i přes tyto snahy nelze člověka z provozu jaderného zařízení zcela vyloučit. A i přes snahy vědců o studium lidského mozku a lidského chování, je v podstatě nemožné lidské chování kvantifikovat. Každý člověk se chová zcela jinak, což ve své studii o evoluci zmínil již Charles Darwin. Proto se při projektování bezpečnostních systémů zahrnuje pravděpodobnost, kdy lidský faktor selže a je nutné uvažovat lidský projev chování jako zcela náhodný.

V PSA je obsažena část HRA, což je spolehlivostní analýza lidského činitele (Human reliability analysis). Nové bloky jsou projektovány tak, aby po dobu 30 minut po začátku havárie nebylo nutné na do systémů bloku zasahovat z důvodu, aby operátor měl dostatek času na zhodnocení situace a nalezení správného postupu řešení.

Nelze ale brát vliv lidského faktoru na provoz jaderného zařízení pouze negativně. Je doloženo mnoho případů, kdy se personál choval velice profesionálně a díky jeho kvalifikaci, odbornosti, připravenosti a rychlosti reakce bylo zabráněno možné havárii již v jejím počátku. [18], [27], [30]

3.1 Ochrana do hloubky

Základním stavebním kamenem jaderné bezpečnosti je ochrana do hloubky. Ochrana do hloubky byla zpracována již v dokumentu INSAG – 3, rozvedena je pak více v dokumentu INSAG – 12, který je jeho rozšířením. Smyslem ochrany do hloubky je zajistit prevenci proti vzniku havárií a v případě jejich vzniku zajistit zmírňování následků havárie v maximální možné míře. Primárně se ochrana do hloubky zabývá prevencí, jež je založena na fyzických bariérách.

Prevence se obecně řídí následujícími šesti zákonitostmi:

1) Konzervativnost

- při návrhu, konstrukci, výrobě a montáži se používají metody ověřené a spolehlivé

2) Program zajištění jakosti

- užívá se při všech činnostech souvisejících s jadernou elektrárnou

3) Selhání lidského činitele

- člověk je bytost chybující, a tak je nutné s tím počítat. Proto musí být při všech činnostech počítáno s lidským faktorem a tomu podřídit bezpečnostní opatření.

4) Bezpečnostní dokumentace

- zohledňující deterministický a pravděpodobnostní přístupy k hodnocení bezpečnosti jaderné elektrárny

5) Radiační ochrana

6) Zpětná vazba

- využití zkušeností z provozu výměnou informací s elektrárnami v rámci IAEA a WANO

Fyzické bariéry jsou celkem čtyři a patří mezi ně:

1) Palivové tablety

- palivové tablety samy o sobě zachycují produkty štěpné řetězové reakce

2) Povlak palivových tyčí

- další bariéra proti úniku radioaktivních produktů štěpení. Jelikož je mezera mezi palivem a povlakem vyplněna inertním (netečným) plynem (např. héliem – He), jedná se zde především o zabránění pronikání plyných produktů štěpení do chladicího média.

3) Hranice primárního okruhu (tlakové nádoby, potrubí, armatury)

- stěny tlakových nádob – kompenzátor objemu, parogenerátor, jaderný reaktor, potrubí primárního okruhu, armatury a další části také brání úniku produktů štěpení

4) Kontejment

- ochranná obálka celého primárního okruhu jaderné elektrárny je poslední bariérou oddělující jadernou část elektrárny od životního prostředí.

Problémem těchto fyzikálních bariér může být jejich vzájemná závislost. Pokud je uvažována nehoda, kdy se poruší krystalická mřížka paliva, tedy dojde k jeho tavení, je možné, že se začne tavit i povlak palivových tyčí a dojde k těžké havárii typu tavení aktivní zóny.

Nezbytností je, aby výše uvedené fyzické bariéry byly spolehlivé. Tato spolehlivost je zajištěna několika úrovněmi ochrany a mezi nimi a fyzickými bariérami jsou určité vztahy. Úrovně ochrany řeší stavy při normálním, abnormálním a havarijním provozu.

Úrovní ochrany je pět a patří mezi ně:

1. úroveň - odchylky od normálního provozu

V této základní úrovni ochrany do hloubky se promítá konzervatismus projektu v oblasti systémů normálního provozu. Znamená to, že pokud jsou systémy schopny zvládnout přechodové stavy pomocí projektových rezerv a vhodného systému kontroly a řízení, nedochází k eskalaci přechodových stavů do abnormálního provozu. Posuzuje se úroveň zajištění jakosti, kvalifikace personálu, zkoušky a kvalitu jednotlivých fyzických bariér aj. Zvláště pak pro jaderné reaktory 3. generace je dle dokumentů EUR nedílnou součástí projektů zajištění jakosti (QA - quality assurance) a kultura bezpečnosti (SC - safety culture). V první úrovni se jedná o zabránění odchylek od normálního provozu, což je dosaženo konzervativním projektem s dostatečnými rezervami, vysokým QA a SC (mimo jiné provozní a bezpečnostní předpisy). První úroveň je kontrolována přes normální provozní systémy jako například systém kontroly a řízení, který zasahuje jako první v případě vzniku abnormálního stavu. Pro první úroveň jsou určeny normální provozní předpisy.

2. úroveň - abnormální provoz

Druhá úroveň zahrnuje součinnost prvních třech fyzikálních bariér, k čemuž pomáhá měření a regulace a různá zařízení pro bezpečnost a odstraňování odchylek od normálního provozu. Technicky je druhá úroveň zabezpečena skrze normální provozní systémy. Odchylky od normálního provozu jsou brány jako očekávané abnormální provozní stavy (např. výpadky čerpadel, odstavení turbíny apod.). Nedochází k aktivaci bezpečnostních systémů. To znamená, že normální provozní systémy se snaží změnit abnormální provoz na normální provozní stav. V druhé úrovni funguje řídicí systém, který například sníží výkon reaktoru na hodnotu, která je potřebná pro dosažení normálního provozního stavu. Pro druhou úroveň jsou stanoveny abnormální provozní předpisy. První a druhá úroveň ochrany je

charakteristická tím, že nesmí dojít k poškození fyzických bariér a ty musí plnit svoji funkci v celém svém rozsahu.

3. úroveň - projektové havárie

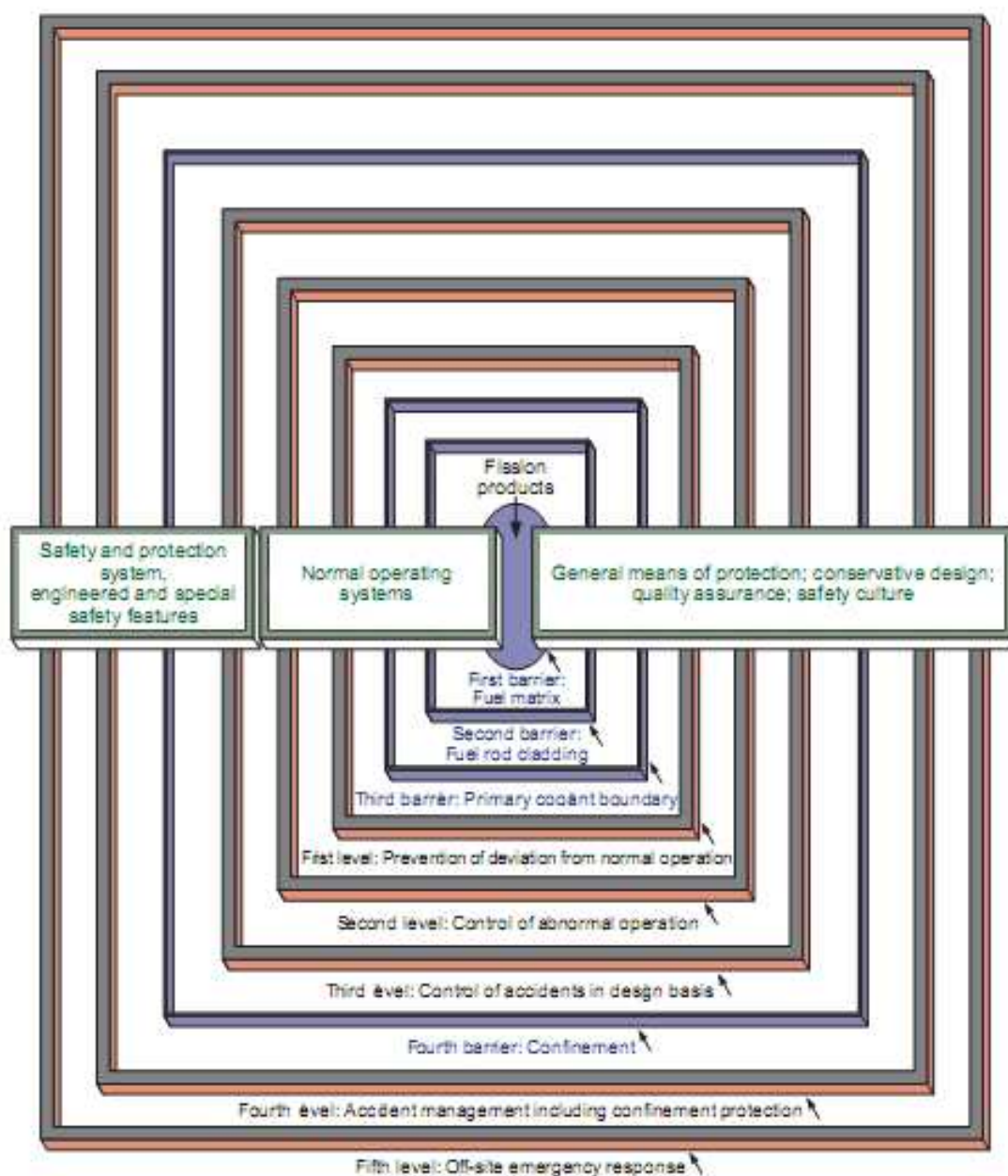
Řeší projektové nehody, které jsou způsobeny lidskou chybou či selháním zařízení. Normální provozní systémy již nejsou schopny zvládnout havarijní situaci, a proto jsou uvedeny v činnost bezpečnostní systémy, které mají za úkol zabránit vzniku těžké havárie (tavení aktivní zóny). Třetí úroveň počítá s uzavřením kontejmentu, lokalizací radioaktivity v kontejmentu a s prevencí tavení aktivní zóny. Jsou zapnuty systémy havarijní ochrany reaktoru. Pro zabránění tavení aktivní zóny, jsou v pohotovosti systémy havarijního napájení. Tyto systémy se snaží zabránit překročení projektových limitů paliva. Dochází k úniku plyných produktů štěpení z paliva a existuje možnost poškození primárního okruhu. Pro třetí úroveň jsou stanoveny havarijní předpisy.

4. úroveň - vážné poškození aktivní zóny a omezování následků těžkých havárií

Všechny předešlé úrovně se zaměřovaly na předcházení závažných událostí a havárií. Čtvrtá úroveň již řeší zmírnění případné havárie, což je druhá základní strategie ochrany do hloubky. Právě tato úroveň je inovativní, zde se nejvíce projevuje rozdíl mezi druhou a třetí generací. Při těžké havárii s tavením aktivní zóny se pozornost zaměřuje především na kontejment a na zařízení, která by pomohla roztavenou aktivní zónu zachytit a vychladit. Hlavním cílem tedy je zajistit těsnost kontejmentu a zajistit odvod tepla. Je nutné řešit především vzrůstající tlak v kontejmentu způsobený vývinem odpařením chladiva z primárního okruhu a následným dalším vývinem páry a plynů při styku taveniny s chladicí vodou. Kontejment je tak vybaven speciálními zařízeními pro snížení tlaku a odvod tepla. Těsnost kontejmentu je zajištěna, zbylé tři fyzické bariéry jsou nefunkční. Pro čtvrtou úroveň jsou stanoveny zvláštní havarijní návody, pomocí nichž se užívají veškeré systémy v JE.

5. úroveň - únik radioaktivních látek do životního prostředí

Poslední úroveň se zabývá dopadem účinků radioaktivity a ionizujícího záření na životní prostředí. Pod pátou úroveň spadá okolí jaderné elektrárny, přičemž jednotlivá technologická a organizační opatření se snaží zmírnit důsledky v případě úniku radioaktivních látek. I přes zachování těsnosti kontejmentu, je možný únik radioaktivních látek. Projektová netěsnost se pohybuje od 0,1 do 0,5 % objemu kontejmentu za 24 hodin, proto jsou zavedeny opatření dle havarijního plánu. Ve vnitřní zóně (5 km) je zahájeno umísťování obyvatelstva do krytů a je zajištěno dávkování jodové profilaxe. Zároveň se připravuje evakuace obyvatelstva z vnitřní zóny (kryty má jen elektrárna, obyvatelé se doma ukryjí a čekají na výzvu k evakuaci a zároveň polykají jodovou profylaxi). Ve vnější zóně (13 km) se zavádí opatření dle monitorování životního prostředí, tj. dle směru šíření úniku radioaktivních látek.



Obr. 3.1.1 Schéma úrovní ochrany do hloubky a fyzických bariér [33]

Vysvětlení k obrázku:

Normal operating systems – normální provozní systémy

Safety and protections systems, engineered and special features – bezpečnostní a ochranné systémy, technická a speciální zařízení

First barrier: Fuel matrix – První bariéra: palivové tablety

Second barrier: Fuel rod cladding – Druhá bariéra: povlak palivových tyčí

Third barrier: Primary coolant boundry – Třetí bariéra: tlakové nádoby, potrubí, armatury

Fourth barrier: Containment – Čtvrtá bariéra: kontejment

First level: Conservative design, Quality assurance, Safety Culture

První úroveň: Konzervativní návrh, zajištění jakosti, kultura bezpečnosti

Second level: Control of abnormal operation and detection of failures

Druhá úroveň: Kontrola abnormálního řízení a zjišťování chyb

Third level: Safety systems and protections systems

Třetí úroveň: Bezpečnostní a ochranné systémy

Fourth level: Accident management including containment protection

Čtvrtá úroveň: Řízení nehody včetně ochrany kontejmentu

Fifth level: Off-site emergency response

Pátá úroveň: Vnější odezva na mimořádnou událost

Jako příklad si lze uvést kritérium pro projektovou havárii LOCA. Při LOCA nesmí teplota povlaku palivových proutků dosáhnout hodnoty 1200 °C, lokální hloubka oxidace není větší než 17 % počáteční tloušťky povlaku, množství vznikajícího vodíku (chemická reakce mezi povlakem a chladícím médiem) nesmí být větší než 1 % množství, které by vzniklo při chemické reakci mezi chladícím médiem a celou částí povlaku obklopující palivové tablety, aj

Součástí ochrany do hloubky je i zmírňování havárií, které je dle IAEA definováno:

„Uvnitř a vně jaderné elektrárny jsou k dispozici opatření, která v případě potřeby podstatně sníží účinky havarijních úniků radioaktivních látek a ionizujícího záření“

Zajištění zmírňování havárií je zajištěno pomocí opatření. IAEA má na mysli trojí opatření:

- technická zařízení
- činnosti při havárii
- havarijní plánování

Technická zařízení mají na starosti technické zajištění zmírňování havárie, řízení činností při havarijních stavech má v JE na starosti havarijní štáb. Povinnost mít havarijní štáb udává provozovateli JE zákon. Havarijní plánování se týká opatření, která jsou nastíněna v 5. úrovni ochrany.

Systémy jaderné elektrárny, které jsou součástí ochrany do hloubky, zajišťují plnění základních bezpečnostních funkcí. Pro jejich udržení je možné pomocí systému řízení a kontroly provést např. zásahy pro udržení jejich funkce.

IAEA definuje tři základní bezpečnostní funkce:

- 1) řízení reaktivity
- 2) odvod tepla z aktivní zóny
- 3) zadržení radioaktivity ve vymezeném prostoru, řízení normálních výpustí, omezování havarijních úniků

První a druhé kritérium spolu úzce souvisí a znamená, že provozovatel jaderného zařízení musí zajistit, aby štěpná řetězová reakce byla stále pod kontrolou a zajistit účinné chlazení za normálního, abnormálního provozu i v případě havárie. K udržení kontroly nad štěpnou řetězovou reakcí je potřeba neustálého chlazení, správné množství moderátoru zředěného kyselinou boritou, dále pak regulační a v případě havárie havarijní tyče a další. Třetí kritérium se zabývá zadržením radioaktivních látek ve fyzických bariérách a také sledováním radioaktivity v dané oblasti. V praxi to znamená, že jaderná elektrárna má na výpustních místech plyných i kapalných výpustí několik snímačů ionizujícího záření, jejichž naměřené hodnoty je povinná pravidelně zpracovávat a vyhodnocovat. Navíc je v okolí elektrárny prováděno radiační monitorování okolí. [7], [18], [19], [28], [33], [36]

3.2 Metody analýz jaderné bezpečnosti

Z historického hlediska se prvotní projekty jaderných reaktorů zaměřovaly, co se týče jaderné bezpečnosti, především na havárie, při kterých by došlo k největšímu dopadu na obyvatelstvo a životní prostředí (tzv. maximální projektové havárie). Problémem však byla, jak se ukázalo později v případě havárie ve Three Mile Island, přílišné zaměření na velké, ale méně pravděpodobné havárie oproti menším, ale více pravděpodobným haváriím.. Mezi lety 1970 a 1980 proto byly vypracovány studie zabývající se pravděpodobností vzniku havárie a důsledků. Nejvýznamnější je zpráva od skupiny profesora Normana C. Rassmussena označovaná jako Rassmussenova studie z roku 1975 a západoněmecká verze od Farmera z roku 1980. Právě Farmer ve své studii zveřejňuje následující rozdělení přístupů či metod k hodnocení jaderné bezpečnosti:

- **historický přístup**
- **prediktivní přístup**
- **absolutní přístup**
- **deterministický přístup**
- **pravděpodobnostní přístup**

Historický přístup vychází z havárií, které již nastaly. Jejich analýza je ponaučením při vypracovávání nových projektů. Tento přístup souvisí s prediktivním přístupem, který vychází z predikce havárie. To znamená, že se udělají simulace havárií, které by mohly nastat, a na základě těchto modelů havárií se určí důsledky a rozsah havárií. Absolutní přístup k hodnocení jaderné bezpečnosti je poněkud neobdobný,

jelikož se snaží dosáhnout míry jaderné bezpečnosti, kdy je riziko nulové. To však je prakticky nemožné. Dalšími dvěma přístupy je přístup deterministický a pravděpodobnostní, které jsou rozebrány níže.

V současné době jsou právě tyto dvě metody nejrozšířenější, ovšem při hodnocení jaderné bezpečnosti a při projektování se používají všechny metody. [18]

3.2.1 Deterministické metody

Pro projektování systémů plnících bezpečnostní funkce ochrany do hloubky se využívá deterministických metod. Jedná se o metody, které využívají zavedené a konzervativní inženýrské postupy (např. redundance a diverzita) a pracují na základě předem vybraných havárií. To znamená, že se systém projektuje tak, aby plnil svoji funkci (např.: havarijní chlazení pomocí vysokotlakého a nízkotlakého havarijního doplňování) a následně se vyhodnotí, zda na danou funkci stačí. Pokud je vyhodnocení pozitivní, tak se celý systém pojistí rozmístěním tří až čtyř stejných zcela nezávislých systémů (redundance 3x100 % až 4x100 %). Zároveň se předem stanoví parametry, při kterých se daná havárie stane (např. maximální tlak chladicího média). Celá potencionální havárie (analyzují se všechny havárie od nejmenších až po velmi těžké nadprojektové havárie, resp. se analyzují iniciační události, z nichž vznikají jednotlivé havárie) a její průběh se analyzuje a následně se určí následky pro obyvatelstvo a životní prostředí. Deterministické metody mohou vycházet při určování parametrů havárie z hodnot, které byly zaznamenány při dřívějších haváriích na jaderném zařízení (může tedy vycházet z historického přístupu). Častěji však vychází z hodnot parametrů stanovených výpočtem. Deterministické metody však neuvažují spolehlivost jednotlivých systémů a pravděpodobnost poruch, neboť toto řeší skrze redundanci, diverzitu. V dnešní době se tak deterministický přístup používá současně s pravděpodobnostním přístupem. [18], [19]

3.2.1.1 Redundance

Redundance představuje znásobení komponent jaderné elektrárny. Představit si to lze tak, že některé bezpečnostní systémy jaderné elektrárny jsou znásobeny,



Obr. 3.2.1.1.1 Čerpadlo havarijního dochlazování v jaderné elektrárně Dukovany [29]

v generaci II většinou dvakrát (redundance 3x100 %), v generace III či III+,3+ většinou třikrát (redundance 4x100 %). Znásobení systémů se provádí pro případ, že by došlo k výpadku systému. V takovém případě je tak možné nefunkční systém nahradit systémem stejným již funkčním. Systémy jsou zapojeny paralelně, přičemž současná porucha redundantního systému je velice nepravděpodobná. Podmínkou funkčnosti je, že žádná ze tří komponent nesmí ovlivňovat zbylé dvě. Redundantní systémy musí být tedy nezávislé a také oddělené. Tento princip se nazývá princip fyzické separace –

oddělení systémů, které nejsou propojené. Oddělení systémů, které jsou propojeny se pak nazývá funkční nezávislost (např. pomocí armatur či v případě I&C pomocí komponent zajišťujících jednosměrný tok dat).

Oddělení redundantních systémů se provádí:

- stavebně
- strojně
- elektricky

Příkladem redundantního systému je havarijní chlazení reaktoru. V případě LOCA, kdy praskne potrubí primárního okruhu, je nutné okamžité njetí systému havarijního chlazení. Při LOCA se však personál blokové dozorny nemůže spoléhat pouze na jedno čerpadlo havarijního dochlazování, a tak jsou k dispozici čerpadla tři. Pokud nenajede jedno, najede druhé, případně třetí. Všechny čerpadla jsou přitom pravidelně zkoušena, zda jsou připravena k okamžitému použití. [18], [29], [31]

3.2.1.2 Diverzita

V českém překladu rozmanitost. V jaderné elektrárně se princip rozmanitosti uplatňuje tím, že jsou komponenty bezpečnostních systémů vyrobeny různými výrobci či jednotlivé systémy fungují na různém fyzikálním principu (např. hydroakumulátory pasivně, některé I&C může být bez procesorové technologie s pevně nastavenou logikou). Problém funkčnosti systémů a zařízení může nastat i v případě, pokud jsou např. čerpadla havarijního dochlazování vyrobena stejným výrobcem. Tomuto problému se odborně říká **common mode failure**, což se dá přeložit jako *stejná chyba při výrobě*. Při dodávce čerpadel havarijního dochlazování od stejné firmy existuje možnost výskytu stejné chyby při výrobě. Například použití materiálu, který je náchylný k nežádoucím mechanickým vlastnostem. V tomto případě se pravděpodobnost, že se podobná porucha současně objeví u všech tří čerpadel, zvyšuje. Běžně se tak využívá několika výrobců. To platí nejen v technologické části jaderné elektrárny, ale i v dalších částech, jako je systém kontroly a řízení aj.

Většinou bývá zvykem, že každý výrobce vyrábí své produkty podle svého know-how, a to je právě jednou ze základních myšlenek diverzity. To znamená, že je vhodné, aby například u havarijního dochlazování byly čerpadla, smyčky a další prvky vyrobeny různými výrobci a pokaždé jiným způsobem. Tedy např., aby čerpadlo havarijního dochlazování bylo vyrobeno ve firmě SIGMA GROUP, a.s. a druhé ve firmě ISH&MSA ČERPADLA, a.s. Diverzita tak přispívá ke zvýšení bezpečnosti a snižuje pravděpodobnost poruchy všech tří komponent zároveň. [18], [29], [31]

3.2.2 Pravděpodobnostní metody

Poprvé se pravděpodobnostním přístupem k hodnocení jaderné bezpečnosti zabývala skupina okolo prof. N.C. Rassmussena, která v roce 1975 vydala zprávu zvanou Rassmussenova studie. V ní se poprvé uvažuje o pravděpodobnosti vzniku jaderných havárií a vznikají tak pravděpodobnostní metody. Pravděpodobnostní přístup je přístup analytický a stanovuje kombinace událostí, které by teoreticky mohly nastat a vést k havárii. K těmto kombinacím přiřadí pravděpodobnost jejich vzniku a metoda navíc umožňuje i určit následky případné havárie. V případě velké jaderné havárie je schopna dokonce určit složení a množství radioaktivních látek a ionizujícího záření, které unikne do životního prostředí. Výsledkem jsou hodnoty přidělené k různým typům a kombinacím havárií, která vyjadřují četnost výskytu za určitý časový úsek.

Zjednodušeně si lze pravděpodobnostní metody popsat pomocí tří otázek:

- 1) JAKÉ ZAŘÍZENÍ ČI SYSTÉM MŮŽE SELHAT, PROČ K SELHÁNÍ DOŠLO A JAKÉ INICIAČNÍ UDÁLOSTI VEDLY K SELHÁNÍ?**
- 2) JAK ZÁVAŽNÉ JSOU NEGATIVNÍ DŮSLEDKY A JAKÉ DŮSLEDKY MAJÍ NA CELÝ SYSTÉM INICIAČNÍ UDÁLOSTI?**
- 3) JAKÉ NEŽÁDOUCÍ NÁSLEDKY MÁ TAKOVÉ SELHÁNÍ, JAKÁ JE JEHO PRAVDĚPODOBNOST A ČETNOST?**

Ke správnému zodpovězení těchto tří důležitých otázek je nutné sledovat určité vlastnosti či jevy u zařízení a systémů, které se používají v elektrárně. Pro výpočet pravděpodobnosti události se sleduje průběh události krok po kroku, přičemž u každého kroku je stanovena pravděpodobnost poruchy daného zařízení. Pravděpodobnosti poruch v daném kroku se také různě kombinují.

Pravděpodobnostní hodnocení rizika událostí dále hodnotí chování elektrárny jako celku, přičemž jsou zahrnuty také jeho bezpečnostní prvky. Jsou uvedeny kombinace jejich možných poruch a vzájemné závislosti systémů.

Součástí pravděpodobnostních metod jsou iniciační události, tzn. události, které předcházejí danému typu havárie. Dle pravděpodobnosti vzniku iniciačních událostí se ověřuje pravděpodobnost vzniku určité události, které se následně přiřadí určitá pravděpodobnost. Iniciační události jsou zmíněny v rámci bezpečnostních rozborů. Bezpečnostní rozborů jsou pak pro každou elektrárnu trochu jiné, to samé platí pro iniciační události. V praxi se vezme iniciační událost (tj. v podstatě jakékoliv selhání komponenty a její pravděpodobnost) a pak se zkoumá zásah systémů (pravděpodobnost selhání), až ke koncové události tavení a následně k úniku z kontejmentu (buď bez či se selháním kontejmentu). To znamená, že se vytvoří strom událostí (pravděpodobnosti poruch získáme ze stromu poruch)

Typické iniciační události dle WENRA:

- malá a velká LOCA
- prasknutí hlavního parovodu a hlavního potrubí napájecí vody
- pokles průtoku chladiva
- nárůst nebo pokles průtoku napájecí vody v hlavním potrubí napájecí vody
- nárůst nebo pokles průtoku páry v hlavním parovodu

- náhodné otevření ventilu kompenzátoru objemu
- náhodné spuštění systému havarijního chlazení
- náhodné otevření ventilů parogenerátoru
- prasknutí trubky parogenerátoru
- nekontrolovaný pohyb regulačních tyčí
- a další

Například iniciační události pro 1. a 2. blok jaderné elektrárny Temelín (uvedeny jsou pouze hlavní iniciační události):

- 1) Změny reaktivity
- 2) Poruchy průtoku chladiva
- 3) Narušení podmínek odvodu tepla v sekundárním okruhu
- 4) Ztráta chladiva z primárního okruhu
- 5) Prasknutí parního potrubí
- 6) Prasknutí hlavního parního kolektoru
- 7) Prasknutí potrubí napájecí vody
- 8) Poruchy elektrického napájení
- 9) Poruchy při manipulacích s palivem

Existují i iniciační událost, které jsou způsobeny jinými událostmi. Mezi takové iniciační události dle WENRA patří:

- požár
- exploze
- vnitřní zatopení

Jinými událostmi způsobená rizika dle WENRA pak jsou:

- střely včetně turbínových (např. ulítlá lopatka turbíny, rozpad čerpadla)
- únik tekutiny ze systému (horká pára, tlakový plyn či voda, korozivní látky apod.)
- vibrace
- švih potrubí při prasknutí
- zatížení od proudu vody (hlavně od tryskající vody z tlakových potrubí, která působí v podstatě jako náraz pevného tělesa)

Do bezpečnostního hodnocení se rovněž započítávají vnější hazardy, mezi něž dle WENRA patří:

Typické vnější hazardy:

- extrémní zátěž větrem
- extrémní vnější teploty
- extrémní dešťové srážky, extrémní zátěž od sněhu, záplavy
- extrémní teploty chladicí vody, zamrzání
- zemětřesení



- pád letadla
- ostatní transportní či průmyslové či jiné podmínky, které mohou způsobit požár, explozi či jiné riziko - např. transporty toxických chemikálií

Iniciační události spadají do určité kategorie provozního stavu. Kategorie provozních stavů jsou zmíněny v zákonech a vyhláškách a každý stát je definuje různě.

Provozní stavy dle české legislativy:

- Normální provoz
- Abnormální provoz
- Havarijní provoz

Provozní stavy dle legislativy USA (ANSI):

- Normální provoz a provozní přechodové procesy
- Nehody s mírnou četností výskytu
- Nehody s řídkou četností výskytu
- Limitní nehody

Systémy jsou následně dle důležitosti rozděleny do bezpečnostních tříd dle klasifikace zařízení. [12], [18], [35], [43]

3.2.2.1 Rassmussenova studie

TABLE 6-3 INDIVIDUAL RISK OF EARLY FATALITY BY VARIOUS CAUSES
(U.S. Population Average 1969)

Accident Type	Total Number for 1969	Approximate Individual Risk Early Fatality Probability/yr ^(a)
Motor Vehicle	55,791	3×10^{-4}
Falls	17,827	9×10^{-5}
Fires and Hot Substance	7,451	4×10^{-5}
Drowning	6,181	3×10^{-5}
Poison	4,516	2×10^{-5}
Firearms	2,309	1×10^{-5}
Machinery (1968)	2,054	1×10^{-5}
Water Transport	1,743	9×10^{-6}
Air Travel	1,778	9×10^{-6}
Falling Objects	1,271	6×10^{-6}
Electrocution	1,148	6×10^{-6}
Railway	884	4×10^{-6}
Lightning	160	5×10^{-7}
Tornadoes	118 ^(b)	4×10^{-7}
Hurricanes	90 ^(c)	4×10^{-7}
All Others	8,695	4×10^{-5}
All Accidents (from Table 6-1)	115,000	6×10^{-4}
Nuclear Accidents (100 reactors)	—	2×10^{-10} ^(d)

(a) Based on total U.S. population, except as noted.

(b) (1953-1971 avg.)

(c) (1901-1972 avg.)

(d) Based on a population at risk of 15×10^6 .

Obr. 3.2.2.1.1 Hodnocení rizika různých událostí uvedených v rámci Rassmussenovi studie z roku 1975.
[11]

určen jako cílový stav pro určení pravděpodobnosti celé havárie stav, kdy dochází k roztavení aktivní zóny. Nicméně by muselo dojít k selhání systémů havarijního ochlazení, resp. k současnému selhání těchto systémů. K takovéto havárii však dle Rassmussenovy skupiny dojde jednou za 20000 let, což představuje pravděpodobnost 2×10^{-4} (jedná se o celkovou pravděpodobnost, která je výsledkem uvážení iniciačních událostí, které vedou ke vzniku havárie tohoto typu).

Velký význam Rassmussenovy studie je v tom, že se zaměřila na havárii v Three Mile Island. V souvislosti s touto havárií použil pojem „přechodových jevů“ a stanovil jejich vliv na jednotlivé havárie.

Zpráva jako první používá metodu tzv. strom událostí (detailně v další kapitole) a zkušeností NASA, která uměle vyvíjela poruchy a následně je analyzovala. A právě díky takovému uvažování zpráva zahrnuje všechny možné případy ohrožení obyvatelstva a životního prostředí. Mezi tyto scénáře studie zahrnuje přírodní katastrofy, jako povodně, zemětřesení, tajfuny, cyklóny, tornáda, a dále také možnosti náhodné nehody letadla anebo i teroristický útok.

Problémem Rassmussenovy studie je, že ji není možno použít na různé typy jaderných elektráren díky technologické různorodosti a odlišnému stupni bezpečnosti. Dalším problémem je experimentální ověření. Nasimulovat velké havárie s tavením aktivní zóny, přičemž by musely být splněny veškeré iniciační

Rassmussenova studie, v literatuře označená pod kódem WASH – 1400, NUREG – 75/100, je zpráva, která analyzuje jadernou bezpečnost dvou typických lehkovodních reaktorů, varného a tlakovodního reaktoru. Norman C. Rassmussen je americký profesor jaderného inženýrství z Massachusetts a jeho tým se do hloubky zabýval možnostmi vzniku různých havárií těchto reaktorů a jejich pravděpodobností vzniku. Současně se zabývali jednotlivými možnými poruchami a určovali jejich pravděpodobnost. Výsledná zpráva je velice rozsáhlá, avšak zahrnuje řadu možných jevů, které se v souvislosti s provozem jaderného reaktoru mohou vyskytnout. Zpráva se zabývá především haváriemi s možným unikem chladiva, které jsou považovány za nejhorší. V případě, že by došlo k úniku chladiva, Rassmussenova byl

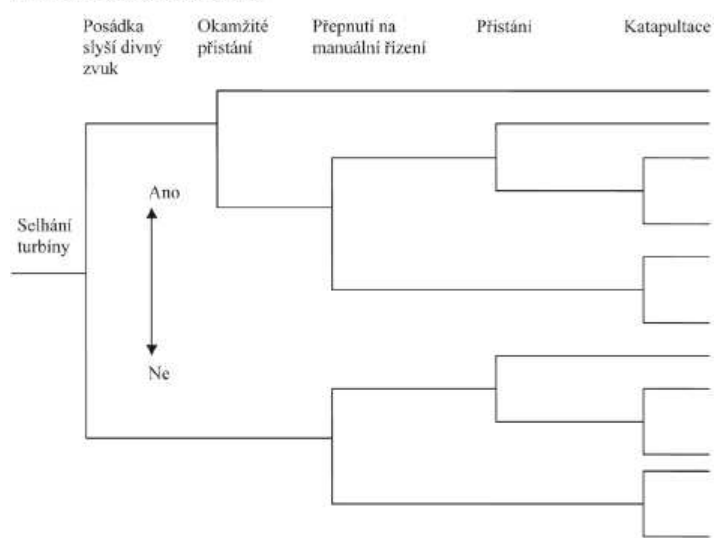
události k havárii vedoucí, je téměř nemožné i díky malé pravděpodobnosti současného vzniku určitých událostí. Americká fyzikální společnost kritizovala, že zpráva uvažuje při stanovení pravděpodobnosti rizika smrti 24 hodinový interval, přičemž radioaktivní cesium uvolněné při jaderné havárii je aktivní několik desetiletí. Radioaktivní cesium přitom způsobuje smrtelné rakovinotvorné bujení a rakovina je tak považována za nejhorší důsledek havárie jaderného zařízení. [11], [18]

3.2.2.2 Strom událostí

Analýza dle stromu událostí se pro jaderná zařízení používá od roku 1978 na základě doporučení agentury U.S. Risk Assessment Review Group (Skupina pro hodnocení rizika) a byla pro jaderné zařízení poprvé použita v Rassmussenově studii. Díky analýze dle stromu událostí má každé zařízení svůj strom událostí v případě, že k danému zařízení jsou k dispozici požadovaná a spolehlivá data.

Metoda analýzy dle stromu událostí je grafickou metodou a její princip je založen na binární logice tedy logice, kde existují pouze 1 a 0. Nula znamená, že se událost

Obr. 4 – Strom událostí



Obr. 3.2.2.2.1 Schéma stromu událostí pro popsany příklad poruchy proudového motoru letadla. [16]

nestala, jednička že se stala. Prvním bodem stromu událostí je iniciační událost. Když se stane taková událost, tak následují další události a postupně se tak strom větví. Toto větvení se děje na základě důsledků iniciační události a na základě její pravděpodobnosti, tudíž ke každé větvi je přiřazena pravděpodobnost jejího vzniku. Na konci stromu událostí je řada událostí, které jsou výsledkem předešlých událostí. Tyto konečné důsledky jsou následně seřazeny od nejpříznivější s největší pravděpodobností do nejhoršího průběhu havárie

s nejmenší pravděpodobností. Díky stromu událostí lze zjistit celkové riziko, jelikož jsou známa rizika dílčích událostí. Otázkou je, co se stane, pokud dané zařízení pracuje například jen na 30 %? Tuto možnost strom událostí řešit neumí.

Principu stromu poruch událostí je možné vysvětlit na příkladě selhání proudového motoru letadla (obr. 3.2.2.2.1). Při jeho poruše došlo k odlomení lopatek turbíny proudového motoru, které následně rozbily elektroniku. První událostí, která nastane za iniciační událostí (odlomení lopatek turbíny), a na kterou bude moci posádka letadla reagovat, bude nezvyklý zvuk motoru a tudíž posádka má vlastně čtyři možnosti, jak reagovat:

1. rychlá reakce posádky = okamžité bezpečné přistání
2. pomalá reakce posádky = přepnutí na manuální řízení v důsledku selhání elektroniky a následné bezpečné přistání



3. pomalejší reakce posádky = vznícení paliva a poškození manuálního řízení a následná katapultace
4. žádná reakce posádky = smrt posádky

Tento příklad je jednoduchým použitím stromu událostí a slouží pro demonstrativní předvedení fungování stromu událostí.

Mezi hlavní výhody metody dle stromu událostí patří:

- Konečné události nemusí být předpovídány, logicky se k nim dospěje
- Možnost analyzovat vícenásobné poruchy
- Možnost identifikace potenciální jednoduché poruchy
- Možnost identifikace slabých bodů systému
- Možnost vyřazení nefunkčních elementů či elementů s nulovým přínosem

Mezi hlavní nevýhody metody dle stromu událostí patří:

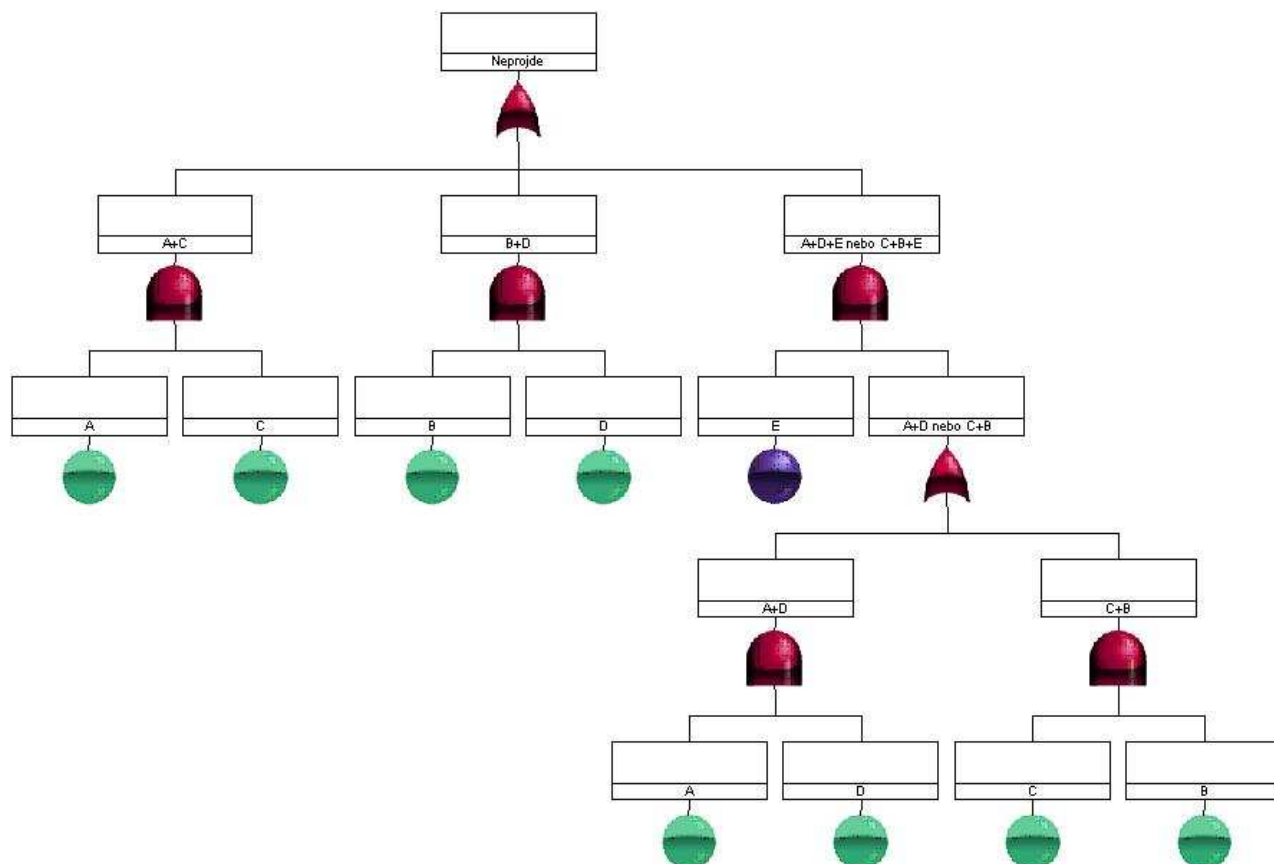
- Nutnost předpovězení operační cesty od iniciační události ke konečné události
- Nerozeznatelnost částečné funkčnosti zařízení
- Neuvažují se současně vznikající iniciační události
- Nemožnost modelovat závislost sekvence událostí [13], [14], [16], [18]

3.2.2.3 Strom poruch

Strom poruch je v podstatě opakem stromu událostí. Jedná se opět o grafickou metodu pracující na binární logice jedniček a nul, kde je nutné znát detailně celý systém. Vychází z konečného důsledku a postupně stanovuje a určuje poruchy, selhání vedoucí k iniciačním událostem, které poruchu zapříčinily. Podobně jako u stromu událostí se ke každé větvi přiřazuje pravděpodobnost dané události. Při stanovení stromu poruch se postupuje podle určitého algoritmu, který má pět kroků, a to:

- Detailní znalost celého systému
- Určení a vymezení poruchy
- Konstrukce stromu poruch
- Vyhodnocení stromu poruch
- Vyhodnocení zjištěných rizik

Princip funkčnosti strom poruch si lze ukázat na následujícím jednoduchém příkladě:



Obr. 3.2.2.3.1 Schéma stromu poruch pro popsáný příklad.

Vyhodnocení systému:

K poruše dojde při jakékoliv kombinaci selhání prvků:

A+C (celkem 8 stavů)
 B+D (celkem 8 stavů)
 A+D+E (celkem 4 stavy)
 B+C+E (celkem 4 stavy)

Karnaughova mapa:

		A	1	1	1	1	0	0	0	0
		B	0	1	1	0	0	0	1	1
		C	0	0	1	1	1	0	0	1
D	E		0	0	1	1	0	0	0	0
0	0		0	0	1	1	0	0	0	1
0	1		1	1	1	1	0	0	1	1
1	1		0	1	1	1	0	0	1	1
1	0									

Pravděpodobnosti stavů ohraničených:

Zelenou barvou = $A \cdot C$

Žlutou barvou = $A \cdot B \cdot (1-C) \cdot (D)$

Modrou barvou = $(1-A) \cdot B \cdot D$

Fialovou barvou = $A \cdot (1-B) \cdot (1-C) \cdot D \cdot E$

Šedou barvou = $(1-A) \cdot B \cdot C \cdot (1-D) \cdot E$

Celková pravděpodobnost poruchy je dána součtem těchto pravděpodobností (po vyčíslení $A = B = C = D = E = 0,1$):

$$P = 0,1 \cdot 0,1 + 0,1 \cdot 0,1 \cdot 0,9 \cdot 0,1 + 0,9 \cdot 0,1 \cdot 0,1 + 0,1 \cdot 0,9 \cdot 0,9 \cdot 0,1 \cdot 0,1 + 0,9 \cdot 0,1 \cdot 0,1 \cdot 0,9 \cdot 0,1 = \underline{\underline{0,02152}}$$

Pravděpodobnost poruchy systému jako celku, při pravděpodobnosti poruchy každé z komponent rovné 0,1, vyšla 0,02152. [15], [16], [18], [35]

3.2.3 Hodnocení bezpečnosti

V jaderné bezpečnosti jsou v současnosti používány k hodnocení jaderné bezpečnosti oba přístupy (deterministický a pravděpodobnostní). Rozhodující jsou dnes deterministické metody. Pro hodnocení bezpečnosti pro normální, abnormální provoz a pro projektové havárie se používá konzervativní přístup, tj. přístup nejhorší vypočtené hodnoty. Pro nadprojektové havárie se používá přístup best–estimate, kdy se používá hodnota vypočtená jako nejlepší odhad.

Obě metody jsou značně závislé na spolehlivosti vstupních dat každého zařízení. Navíc obě metody jsou čistě matematické, které jsou dostatečně přesné (výpočtové kódy jsou validovány a ověřovány reálnými pokusy). Reálně ale systémy nepracují dostatečně přesně díky nepřesnosti měření. Reálný systém se také mění v čase (vliv prostředí, materiálů, aj.) a navíc matematické modely pracují za ideálních podmínek kvůli jednoduššímu řešení. Proto dochází k závěrům, které lze považovat za chybné, a uvažují se tudíž systémy, které by měly být dostatečně citlivé na změnu parametrů (resp. systémy by neměly být citlivé, jinak jsou výsledky nepřesné). Proto se užívá citlivostní analýza, která počítá změny chování systému při změnách vstupních parametrů. Další analýzou, která pomáhá odhalit slabá místa systémů a přibližuje matematické modely k reálným systémům, je analýza nejistot. Je to metoda pravděpodobnostní, pomocí níž se stanoví interval, ve kterém se očekávají jednotlivé parametry. Díky stanovení intervalu očekávaných hodnot je možno stanovit spolehlivost, která je od daného parametru vyžadována.

Z hlediska pravděpodobnostních metod jsou nejdůležitější veličiny **četnost poškození aktivní zóny (CDF)** a **četnost velkého úniku radioaktivních látek do životního prostředí (LFR)**. Obě tyto hodnoty jsou výsledkem součtu pravděpodobností jednotlivých událostí. Mezinárodní instituce doporučují hodnoty pro četnost poškození aktivní zóny menší než 10^{-5} za rok a pro četnost velkého úniku radioaktivních látek do životního prostředí menší než 10^{-6} za rok. Reaktory uvažované pro dostavbu jaderné elektrárny Temelín a další reaktory generace III či III+ však mají tyto hodnoty ještě menší, jak ukazuje tabulka 3.2.3.1.

	CDF (1/rok)	LFR (1/rok)
WESTINGHOUSE – AP1000	5×10^{-7}	6×10^{-8}
ATOMSTROYEXPORT – MIR-1200	$5,94 \times 10^{-7}$	$1,8 \times 10^{-8}$
AREVA – EPR	$5,3 \times 10^{-7}$	$2,7 \times 10^{-8}$

Tab. 3.2.3.1 Tabulka rizik vážných nehod s tavením aktivní zóny a s velkým únikem radioaktivních látek do životního prostředí pro jaderné reaktory generace 3+. [9], [12], [24], [17], [18], [24], [38]

3.3 Technické prostředky k zajištění jaderné bezpečnosti

Základní filosofií zařízení a systémů zajišťující jadernou bezpečnost je princip inherentní bezpečnosti. Inherentní bezpečnost je bezpečnost, která plyne ze samé fyzikální podstaty reaktoru či konkrétního zařízení. Např. u tlakovodního reaktoru je inherentní bezpečnost zajištěna tím, jak je uspořádaná aktivní zóna. V tlakovodním reaktoru je aktivní zóna uspořádána tak, že v případě jakéhokoliv fyzikálního stavu je celkový koeficient reaktivity záporný. U grafitového reaktoru je tomu naopak, a to byla i jedna z příčin havárie v Černobylu. Tlakovodní reaktor pracuje na maximální výkon právě v tom okamžiku, kdy je reaktor kritický. A jelikož uspořádání aktivní zóny v tlakovodním reaktoru splňuje inherentní bezpečnost, tak v případě, že roste teplota, klesá reaktivita a současně s ní výkon. K takovému stavu stačí i zvýšení teploty jednoho článku oproti standardně přípustné teplotě.

Inherentně bezpečné zařízení je tak odolné proti selhání lidského faktoru či vnějšímu zásahu. [4], [5], [22], [31]

3.3.1 Aktivní bezpečnostní systémy

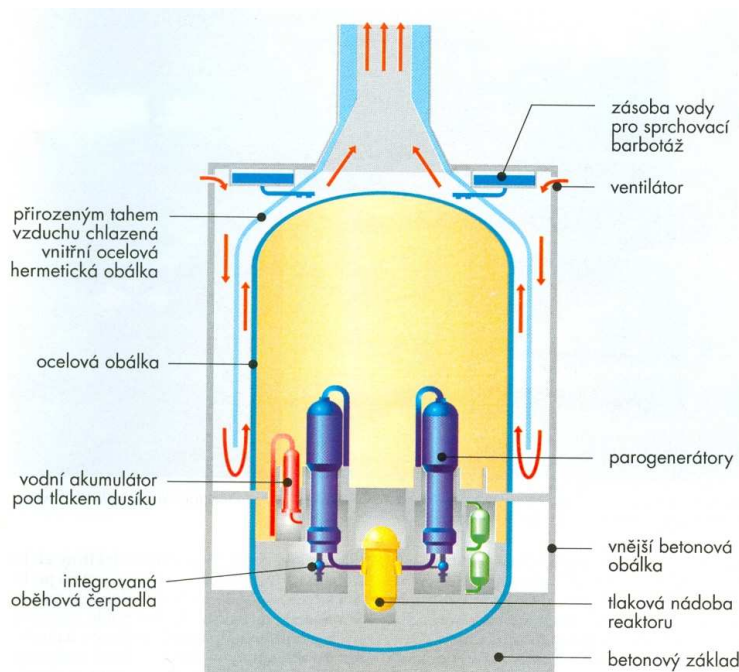
Aktivní bezpečnostní systémy jsou systémy, které vyžadují zdroj elektrické energie a často též obsluhu personálu. Jako vnější zdroj energie se používá elektřina vyrobená přímo v jaderné elektrárně či jako záloha rezervní napájení z blízké rozvodny. Nastane-li situace, kdy musí být reaktor odstaven a není k dispozici ani rezervní napájení z vnější elektrické sítě a je nutné použít aktivní bezpečnostní prvky, musí se použít jiného zdroje (jedná se o extrémní případ, kdy jsou odstaveny všechny bloky dané elektrárny a elektrárna je kompletně odpojena od vnější sítě). Každá jaderná elektrárna má tak diesel–generátorovou stanici, kde jsou připraveny dieselové motory připravené k okamžitému najezení a výrobě elektřiny pro pohon aktivních bezpečnostních systémů. Tato závislost aktivních systémů na externích zdrojích energie se může jevit jako nedostatek. Závislost na lidském faktoru se může jevit rovněž jako nedostatek. Navíc vliv lidského faktoru na provoz bezpečnostních systémů zvyšuje pravděpodobnost vzniku havárie.

Naopak výhodou aktivních bezpečnostních systémů je, že jsou prověřené řadou zkoušek a hlavně jsou prozkoušeny samotným provozem v jaderných elektrárnách. Aktivní systémy jsou schopny bezpečně reaktor či celý primární okruh havarijně chladit (v případě havárie typu tavení aktivní zóny nebo LOCA) a zajistit všechny požadované funkce pomocných systémů, mezi které například patří olejové systémy HCČ. či vzduchotechnické systémy (bezpečnostní systémy se nestarají o pomocné systémy, jejich funkce se v analýzách neuvažuje, maximálně ve směru zhoršení situace). Nevýhodou naopak je, že najezení aktivních systémů trvá delší dobu. Samozřejmě zde pořád existuje možnost selhání těchto systémů. I když při použití redundance a diverzity se tato možnost velice snižuje.

V generaci III a III+ se vyvinul trend značného zjednodušování aktivních systémů (bezpečnostních i nebezpečnostních), kdy se počty aktivních komponent snižují. Tím pádem dojde k zmenšení vlivu lidského faktoru a možnosti selhání systémů. [4], [5], [31]

3.3.2 Pasivní bezpečnostní systémy

V posledních letech se čím dál více prosazuje systém pasivních bezpečnostních prvků. Jsou to systémy, které jsou schopny zajistit řízení hlavně havarijních stavů, aniž by potřebovali zdroj energie (spíše zdroj střídavého napájení, baterie na I&C a armatury tu většinou potřeba jsou). Tato vlastnost pasivních bezpečnostních systémů je velikou výhodou v porovnání s aktivními bezpečnostními systémy. Pasivní bezpečnostní systémy lze pozorovat již u reaktorů generace II. Jako příklad lze uvést jadernou elektrárnu Dukovany a její reaktor VVER 440. Tento tlakovodní reaktor je



Obr. 3.3.2.1 Reaktor AP600 a jeho aktivní a pasivní bezpečnostní prvky [4]

vybaven havarijními tyčemi, které při poruše elektrického pohonu (tyče jsou drženy elektromagnety) spadnou samospádem vlivem gravitace do aktivní zóny. Dalším pasivním bezpečnostním systémem je systém hydroakumulátorů připojených na primární potrubí.

V novějších generacích jsou pasivní bezpečnostní systémy zastoupeny více, klasickým příkladem je reaktor AP600 (obr. 3.3.2.1) od firmy WESTINGHOUSE, který disponuje hned několika pasivními bezpečnostními systémy. Mezi pasivní

bezpečnostní systémy patří např. dvojitý kontejment, jehož funkcí z hlediska odvodu zbytkového tepla z kontejmentu je pasivní chlazení vnitřní obálky přirozenou cirkulací vzduchu. Díky tomu odpadá řada různých tepelných výměníků, potrubí aj. Dalším pasivním bezpečnostním systémem je systém havarijního doplňování primárního okruhu. Obsahuje již zmíněné hydroakumulátory poháněné stlačeným vzduchem, ale také tzv. core makeup tanks, které jsou za provozu naplněny chladivem na stejný tlak jako je v primárním okruhu a v případě snížení tlaku v něm automaticky doplňují chladivo. Opět odpadá řada čerpadel, potrubí a jiných komponent.

Dalším typem pasivní ochrany je například samovolné proudění chladiva. Možnost poruchy hlavních cirkulačních čerpadel by byla vyřešena tím, že by chladivo přirozeně proudilo vlivem rozdílů teplot. Rychlost takového proudění by byla sice

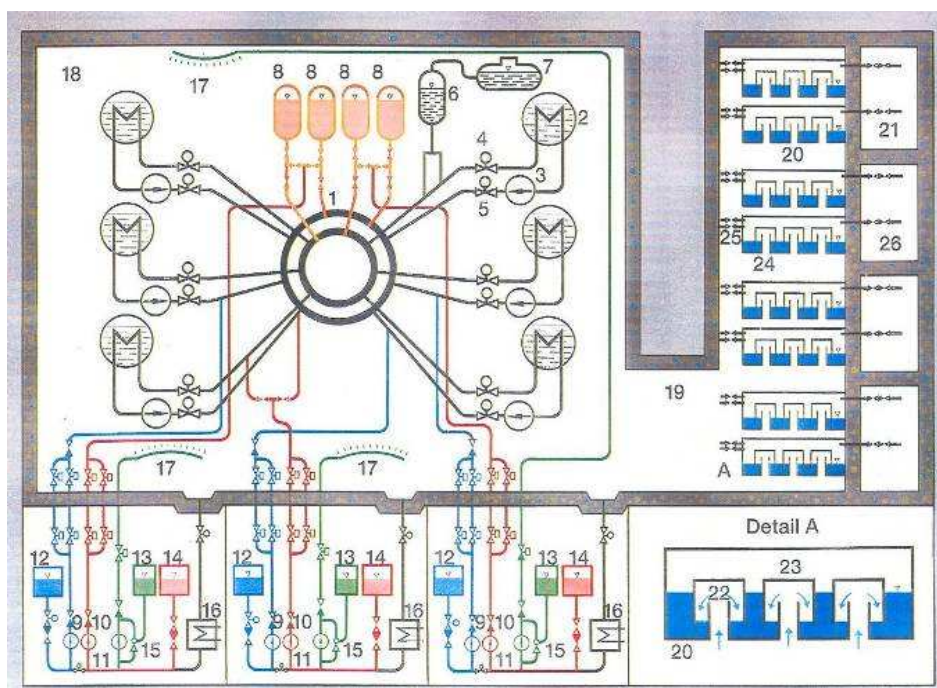


podstatně menší, ovšem aktivní zónu by to uchládilo, dokud by nebyly HCČ opět opraveny. Tento způsob chlazení se uvažuje u reaktorů generace IV, konkrétně u olovem chlazeného reaktoru, který dokonce nepoužívá HCČ. Stejný reaktor a navíc i reaktor chlazený kapalnými roztoky některých solí má nespornou výhodu při havárii typu LOCA. U klasických lehkovodních reaktorů, kde je chladivem a moderátorem voda, je problém, že v případě LOCA dojde k okamžitému rychlému poklesu tlaku a voda se začne vypařovat. V případě kapalného olova a některých solí, které mají vysoký bod varu, však vypařování chladiva nehrozí, a i když dojde k LOCA, tak radioaktivní látky zůstanou koncentrované v chladivu. Tyto možnosti se ale týkají generace IV a je potřeba je řádně prozkoušet.

Hlavními výhodami pasivních systému je, že fungují zcela přirozeně na principu základních a jednoduchých fyzikálních zákonů jako například Newtonův zákon gravitace. A jelikož fyzikální zákony jsou neměnné a jasně dané v našem časoprostoru, lze očekávat, že pasivní systémy budou vždy fungovat a navíc bez zásahu operátora, což výrazně zvyšuje bezpečnost. Díky pasivním bezpečnostním systémům také odpadá řada komponent, které se musely dříve kontrolovat, a v případě potřeby je ovládal člověk. Značné zjednodušení tak opět vede k vyšší bezpečnosti.

Problémem je, jak pasivní systémy testovat. Těžko se bude na novém reaktoru simulovat havárie typu LOCA, aby se vyzkoušel systém přirozené cirkulace v případě dvojitého kontejmentu. Rovněž ne všechny pasivní systémy jsou plně nezávislé a některé jsou závislé právě na aktivních či poloaktivních prvcích (např. zpětné klapky či armatury ovládané stejnosměrným proudem) [4], [5], [22], [31]

3.3.3 Příklad současného použití aktivních a pasivních bezpečnostních systémů



Obr. 3.3.3.1 Schéma pasivního a aktivního bezpečnostního systému jaderné elektrárny Dukovany [27]

- | | |
|--|---|
| 1 – Reaktor | 14 – Zásobní nádrže roztoku kyseliny borité |
| 2 – Parogenerátor | 15 – Vodoproudé čerpadlo |
| 3 – Hlavní cirkulační čerpadlo | 16 – Tepelný výměník |
| 4 – Hlavní uzavírací armatura na horké větvi cirkulační smyčky | 17 – Sprchy |
| 5 – Hlavní uzavírací armatura na studené větvi cirkulační smyčky | 18 – Hermetické boxy |
| 6 – Kompenzátor objemu | 19 – Spojovací koridor mezi hermetickými boxy a barbotážní věží |
| 7 – Barbotážní nádrž | 20 – Prostor barbotážní věže |
| 8 – Hydroakumulátory | 21 – Záchytné komory |
| 9 – Vysokotlaké havarijní čerpadlo | 22 – Prostor vstupu parovzdušné směsi do barbotážního žlabu |
| 10 – Nízkotlaké havarijní čerpadlo | 23 – Prostor barbotážního žlabu |
| 11 – Sprchové čerpadlo | 24 – Barbotážní žlab |
| 12 – Zásobní nádrže roztoku kyseliny borité | 25 – Zpětné armatury |
| 13 – Nádrž hydrazin hydrátu | 26 – Zpětné armatury |

Jako fungující příklad současného využití pasivních a aktivních bezpečnostních prvků je možno uvést jadernou elektrárnu Dukovany. Funkci kontejmentu zde plní vakuobarbotážní systém (dnes z bezpečnostního hlediska nepřijatelné), kde se v případě havárie typu LOCA zachytí radioaktivní látky. Ten v případě havárie je plně součinný se sprchami havarijního chlazení. Radioaktivní ochlazené páry proudí do barbotážní věže, kde v barbotážních žlabech kondenzují a nezkondenzovatelné plyny se přes barbotážní žlab dostanou do záchytných komor. Zde jsou plyny dostatečně izolovány od životního prostředí. Celý barbotážní systém je systém

pasivní, takže ho není potřeba operativně řídit ani nemusí být vybaven speciálním zdrojem elektrické energie.

Z obr. 3.3.3.1 lze vidět, že systémy havarijního chlazení aktivní zóny jsou oddělené a zcela nezávislé. Tyto systémy patří mezi aktivní bezpečnostní prvky, přičemž jediný systém zaručuje stoprocentní likvidaci nebezpečných látek při LOCA.

Aktivní bezpečnostní systémy jsou tvořeny vysokotlakým doplňováním a nízkotlakým havarijním doplňováním roztoku chladicí vody s kyselinou boritou. Vysokotlaké čerpadlo čerpá přímo do smyček primárního okruhu ze zásobní nádrže roztoku kyseliny borité. Nízkotlaké havarijní čerpadlo čerpá roztok kyseliny borité do potrubí spojující hydroakumulátory (hydroakumulátory jsou pasivním bezpečnostním systémem) a reaktorovou nádobu. Součástí aktivního bezpečnostního systému jsou ještě nádrže s hydrazín hydrátem, které zásobují sprchový systém. Tyto sprchy se používají při havárii typu LOCA, kdy se v hermetické obálce vlivem vypařování chladiva vzroste tlak. Sprchováním se dosáhne snížení tlaku v hermetické obálce. [27], [29]

4 JADERNÉ REAKTORY GENERACE III+ A JADERNÁ BEZPEČNOST

Jednoznačná hranice mezi jadernými reaktory generace III a III+ není dána. Často se projekty obou generací prolínají. Tato kapitola se zaměřuje především na jaderné reaktory generace III+, které se uvažují pro dostavbu jaderné elektrárny Temelín, resp. jejího 3. a 4. bloku. Pro dostavbu se uvažují jaderné reaktory AP1000, MIR-1200 a EPR. Důvody, proč byly vybrány tyto reaktory, jsou především tyto:

- Zjednodušení všech systémů jaderné elektrárny
- Efektivní bezpečnostní systémy
- Řešení abnormálních a havarijních provozních stavů pomocí nejnovějších technologií a pasivních bezpečnostních systémů
- Výsledky PSA (CDF, LFR)
- Rychlá doba výstavby
- Životnost jaderné elektrárny
- Ekonomické hledisko (návratnost investice, poměr cena/výkon)
- Certifikace EUR, případně US NRC (AP1000), především licence v zemi původu

Všechny výše uvedené jaderné reaktory jsou již v dnešní době ve výstavbě, případně jsou podepsány kontrakty na výstavbu.

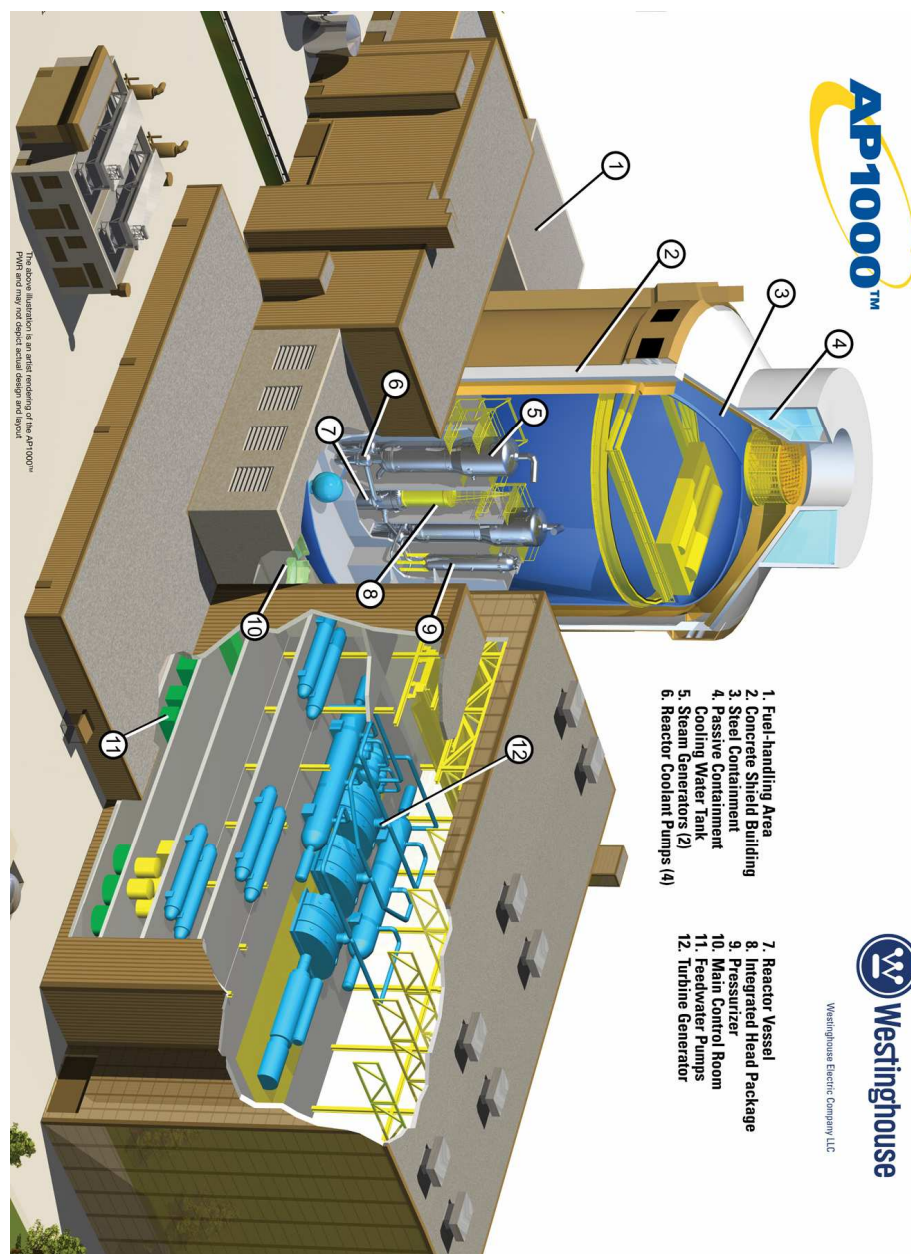
Jaderný reaktor AP1000 od firmy Westinghouse je v současné době ve výstavbě v Číně v jaderných elektrárnách Sanmen a Haiyang. Jeho hlavní uplatnění se však čeká v USA, kde projekt AP1000 uspěl ve 14 případech, přičemž v 6 případech je již podepsán kontrakt na výstavbu.

Jaderné reaktory ruského typu MIR-1200 se budují, co se týče Evropy, zatím pouze v Rusku, a to v elektrárnách Novovoronež II a Leningrad II. Uvažuje se o výstavbě dvou bloků v bulharské elektrárně Belene. O tyto reaktory je dále zájem v Číně a Indii. Čína a jaderná energetika je celkově velice specifické téma. Jedna z největších zemí světa zažívá ohromný ekonomický boom a k tomu samozřejmě patří i nárůst spotřeby elektrické energie. Proto má Čína velký zájem o jadernou energetiku. V současnosti je v Číně ve výstavbě 24 reaktorů s celkovým instalovaným výkonem

25 GWe. Byla vypracována prognóza, že v roce 2020 to bude až 40 GWe, přičemž v současnosti jsou v provozu jaderné elektrárny s celkovým instalovaným výkonem 9,1 GWe. Jedná se o všechny tři typy reaktorů patřící do generace III+, tudíž na výstavbě se podílí jak Francie, tak Rusko a USA.

Jaderný reaktor EPR od firmy AREVA je ve výstavbě ve Finsku a ve Francii. Ve Finsku je rozestavěn 3. blok jaderné elektrárny Olkiluoto a plánuje se ještě 4. blok. Ve Francii se buduje 3. blok jaderné elektrárny Flamanville. [5], [9], [23], [37], [38]

4.1 WESTINGHOUSE – AP 1000



Obr. 4.1.1 3D model dispozičního uspořádání jaderné elektrárny s reaktorem AP 1000 od firmy Westinghouse. [9]

1. Fuel-handling Area
2. Concrete Shield Building
3. Steel Containment
4. Passive Containment Cooling Water Tank
5. Steam Generators (2)
6. Reactor Coolant Pumps (4)

7. Reactor Vessel
8. Integrated Head Package
9. Pressurizer
10. Main Control Room
11. Feedwater Pumps
12. Turbine Generator

Westinghouse
Westinghouse Electric Company LLC

1. Zóna manipulace s palivem
2. Betonová ochranná obálka
3. Ocelová ochranná obálka
4. Nádrž s vodou pro havarijní chlazení
5. Parogenerátory (2)
6. Hlavní cirkulační čerpadla (4)
7. Reaktorová nádoba
8. Horní blok reaktoru
9. Kompenzátor objemu
10. Velín
11. Čerpadla napájecí vody
12. Strojovna

4.1.1 Profil společnosti WESTINGHOUSE

Westinghouse Electric Company byla založena Georgem Westinghousem v 19. století (1886). Její zakladatel se proslavil vynálezem pneumatické brzdy a pneumatického železničního návěstidla. Po založení společnosti se Westinghouse proslavila zavedením systému rozvodu střídavého proudu (předtím existoval rozvod stejnosměrného proudu, který zavedl T.A.Edison).

V dnešní době se společnost Westinghouse zabývá zejména oblastí jaderné energetiky. Westinghouse má v této oblasti více jak 50 let zkušeností. Na světovém trhu je společnost Westinghouse významným hráčem. Nejméně 50 % jaderných elektráren ve světě a 60 % v USA je založeno na technologii Westinghouse. Westinghouse se zaměřuje na tři hlavní oblasti činnosti:

- Jaderné palivo
- Jaderné elektrárny
- Jaderný servis

Součástí společnosti Westinghouse je oddělení výzkumu a vývoje (Westinghouse Science and Technology Department), které sídlí v Pensylvánii. Výzkum se zabývá pěti hlavními oblastmi:

- Systémy pro energetiku
- Chemické procesy
- Materiály a koroze
- Spolehlivost materiálů
- Rozhodovací analýza

Současným vrcholem vývoje a výzkumu společnosti Westinghouse je jaderná elektrárna s reaktorem AP1000. [44]

4.1.2 Základní technické parametry jaderné elektrárny s reaktorem AP1000

Konstrukční řešení JE s reaktorem AP1000 vychází z mnohaletých provozních zkušeností, které firma Westinghouse získala od provozovatelů reaktorů PWR. Jako příklad lze uvést některé komponenty použité v projektu AP1000, které jsou v provozu v některých jaderných elektrárnách ve světě.

- Parogenerátory – 5., 6. blok JE Ulchin, P=1001MWe (Jižní Korea, oblast Gyeongsangbuk-do)
- Reaktorová nádoba a její vnitřní systémy – JE Doel 4, P=1008 MWe, Tihange P=1015 MWe (obě Belgie)
- Hlavní cirkulační čerpadla – jaderné ponorky amerického námořnictva
- Palivo – JE South Texas, P=1250 MWe (Bay City - USA), JE Doel 4, P=1008MWe, Tihange P=1015 MWe (obě Belgie)

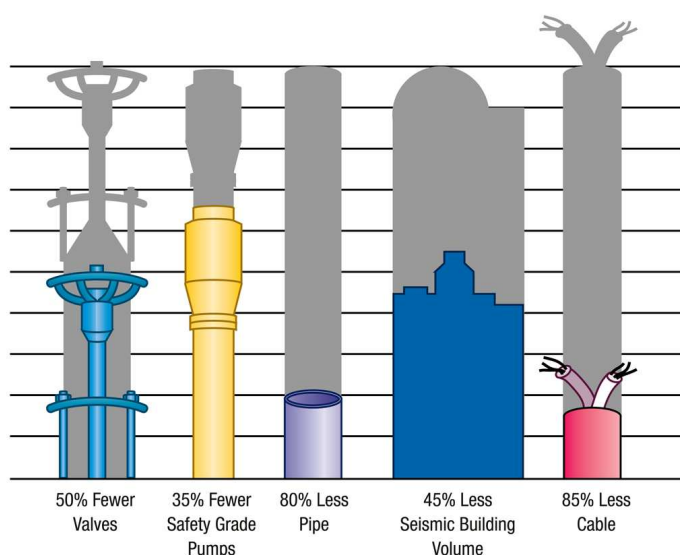
Celkově konstrukční řešení jaderné elektrárny AP1000 vychází z projektu AP600, který rovněž vznikl s použitím provozních zkušeností. Oba projekty mají společné značné inovativní prvky především v oblasti zajištění bezpečnosti.

AP1000 stejně jako AP600 jsou charakteristické značným snižováním počtu komponent celé jaderné elektrárny, což se např. projevuje u snížení počtu parogenerátorů ze standardních čtyř na dva.

Zjednodušování systémů se projevilo především u těchto zařízení a systémů:

- Armatury
- Potrubí
- Čerpadla
- Kabeláž

Z obr. 4.1.2.1 je vidět o kolik procent se snížilo množství různých komponent JE s reaktorem AP1000. Nejvíce ubylo kabeláže a potrubí. U těchto dvou komponent



dosáhl pokles množství až o 85 % původního množství, které bylo použito u JE s reaktorem PWR (1000 MW). Řečí čísel si lze představit zjednodušení systémů následovně:

- Čerpadla – 280 ks (PWR 1000), 180 ks (AP1000)
- Délka potrubí – 33500 m (PWR 1000), 5800 m (AP1000)
- Délka kabeláže – 2,8mil.m (PWR 1000), 366000 m (AP1000)

Obr. 4.1.2.1 Srovnání zmenšení počtu komponent u AP 1000 oproti PWR 1000 [8]

Zjednodušení systémů primárního okruhu oproti JE

s reaktorem PWR je tudíž značné, přičemž jsou zajištěny funkce provozních i bezpečnostních systémů.

Co se týče technologie, jsou oba projekty charakterizovány dvousmyčkovým uspořádáním primárního okruhu, který je umístěn v dvojité ochranné obálce (kontejmentu). Primární okruh se skládá z reaktorové nádoby, dvou parogenerátorů, čtyř HCČ a kompenzátoru objemu. Kromě těchto zařízení jsou v kontejmentu umístěna další zařízení, která plní především bezpečnostní funkci (některá mají zároveň provozní funkci). Tyto zejména bezpečnostní systémy budou rozebrány v kapitole 4.1.3. Na straně 47 v tabulce 4.1.2.1 jsou uvedeny základní technické parametry JE s reaktorem AP1000.

Jaderná elektrárna	
Instalovaný výkon	1117 MWe
Účinnost (čistá)	32,70%
Projektová životnost	60 let
Reaktor	
Tepelný výkon	3400 MWt
Aktivní zóna	
Palivo	obohacený uran v podobě UO_2 (palivo obsahuje vyhořívající absorbátor gadolinium)
Obohacení	4,95%
Počet palivových souborů	157
Počet regulačních tyčí	53
Počet absorpčních tyčí	16
Palivový cyklus	18 měsíců
Systém chlazení reaktoru	
Počet chladících smyček	2
Pracovní tlak	17,2 MPa
Teplota chladiva na vstupu	281 °C
Teplota chladiva na výstupu	316 °C
Průtok chladiva reaktorem	19,8 m³/s
Parogenerátor	
Počet na výrobní blok	2
Odběr páry z 1 parogenerátoru	3397,4 t/hod
Tlak páry na výstupu	5,6 MPa
Teplota páry na výstupu	272 °C
Konteinment – vnitřní obálka	
Průměr (vnitřní)	39,6 m
Tloušťka stěny	4,44 cm
Projektový tlak	0,407 MPa
Konteinment – vnější obálka	
	- předepjatý beton
Výška	22 m
Průměr (vnitřní)	43 m
Tloušťka stěny	0,9 m (ve válcové části)
Turbosoustrojí	
Počet na výrobní blok	1
Počet dílů turbíny	1 vysokotlaký + 3 nízkotlaké
Otáčky	1500

Tab. 4.1.2.1 Tabulka základních technických parametrů jaderné elektrárny s reaktorem AP 1000. [9], [45]

Ke konstrukci a výstavbě JE s reaktorem AP1000 je důležité zmínit, že projekt AP1000 je založen na technice modulární konstrukce. Modulární konstrukce je definována tak, že standardizovaná elektrárna je sestavena z předem vyrobených modelů. Těchto modelů je cca 50 velkých a 250 malých a mohou být poskládány na místě. Největší výhodou modulární konstrukce je, že je možné jednotlivé komponenty až na reaktorovou nádobu vyměnit. Tím se dosáhne deklarované bezpečnosti a projektové životnosti 60 let. Výhodou techniky modulární konstrukce je rovněž kvalitnější provedení práce či značná časová flexibilita. A

v neposlední řadě přináší technika modulární konstrukce úsporu v ekonomické oblasti. [8], [9], [10], [21], [34], [45]

4.1.3 Základní bezpečnostní systémy AP1000

Integrální součástí bezpečnosti projektu AP1000 je ochrana do hloubky. K ochraně do hloubky přispívají především nebezpečnostní systémy, pasivní bezpečnostní systémy, zachycení roztavené aktivní zóny v reaktorové nádobě a minimální únik produktů štěpení. Bezpečnost projektu AP1000 se rovněž opírá o zkušenosti z provozu současných reaktorů, výzkumné činnosti či požadavky mezinárodních organizací (IAEA, EUR, u AP1000 i US NRC).

Bezpečnostní systémy projektu AP1000 lze dělit na (podobně jako u dalších projektů):

- Aktivní bezpečnostní systémy
- Pasivní bezpečnostní systémy

Aktivní bezpečnostní systémy

Aktivní bezpečnostní systémy jsou v projektu AP1000 klasifikovány jako systémy, které se nepodílejí na řešení havarijních stavů. Je tudíž správnější je nazývat jako aktivní nebezpečnostní systémy. Aktivní nebezpečnostní systémy jsou klasifikovány jako systémy pro normální provoz a jsou řízeny pomocí kvalifikovaných operátorů (na rozdíl od pasivních bezpečnostních systémů). Do pole působnosti aktivních nebezpečnostních systémů patří dále zajištění bezpečnosti při přechodových jevech a méně významných událostech dle stupnice INES.

Co se týče konstrukce aktivních nebezpečnostních systémů, jsou konstruovány a provozovány tak, že nejsou vyžadovány tak časté kontroly, není nutná častá údržba a testování. Zároveň je možnost provádět jejich údržbu během provozu. Redundance těchto systémů je pouze 2x100 %. Nižší redundance oproti projektům EPR a MIR-1200 (4x100 %) je způsobena právě klasifikací těchto systémů. Tím, že se přímo nepodílí na řešení havárií, není nutná dle projektu AP1000 větší záloha.

Příklady aktivních nebezpečnostních systémů:

- Systém normálního doplňování primárního okruhu
- Systém odvodu zbytkového tepla při normálním provozu
- Systém pro kontrolu obsahu vodíku v kontejmentu
- Pomocné systémy napájecí vody
- Absorpční tyče šedé a černé pro řízení reaktivity za normálního provozu
- Klimatizace, ventilace, vytápění

Pro případ havárie, kdy není k dispozici elektrická energie vyrobená v JE, jsou tyto systémy zálohovány diesel-generátory (2x4M W + 2x35 kW pro dobíjení akumulčních baterií) či akumulčními bateriemi. [8], [9], [10], [21]

Pasivní bezpečnostní systémy

Pasivní bezpečnostní systémy jsou bezpečnostní systémy, které jsou nezávislé na vnitřních a vnějších zdrojích elektrické energie (střídavý proud) a na činnosti člověka. V těchto vlastnostech tkví jejich největší výhoda, přičemž zároveň významně snižují pravděpodobnost vzniku havárie díky tomu, že nemůže dojít k selhání funkce systémů či selhání člověka. Co se týče selhání člověka, tak projekt AP1000 deklaruje, že při těžkých haváriích není třeba zásah operátora po dobu až 72 hodin. Nezávislost pasivních bezpečnostních systémů je způsobena tím, že jsou tyto systémy založeny na přírodních silách (gravitace, přirozená cirkulace vzduchu, Pascalův zákon, aj.) U projektu AP1000 však existuje určitá závislost pasivních bezpečnostních systémů na aktivních systémech. Jedná se o armatury, které uvádějí do chodu pasivní systémy. Tyto armatury jsou konstruovány tak, aby se aktivovaly v případě ztráty vlastní energie (armatury jsou poháněny pomocí redundantních baterií) či v případě přijetí signálu vyžadující jejich aktivování.

Mezi hlavní pasivní bezpečnostní systémy projektu AP1000 patří:

- **Pasivní systém chlazení aktivní zóny**
- **Hermetičnost kontejmentu**
- **Pasivní systém chlazení kontejmentu**

Pasivní systém chlazení aktivní zóny

Pasivní systém chlazení aktivní zóny reaktoru AP1000 plní dvě hlavní funkce.

1. Bezpečné chlazení aktivní zóny
2. Zajištění odvodu zbytkového tepla z reaktoru

Funkci bezpečného chlazení aktivní zóny zajišťují hlavně tyto systémy a zařízení:

- **Core makeup tanks – CMT** (Přídavné zásobní nádrže pro chlazení aktivní zóny)
- **Accumulators** (hydroakumulátory)
- **In-containment refueling water storage tank – IRWST** (zásobní nádrž vody pro výměnu paliva umístěná v kontejmentu – slouží i jako zásobní nádrž pro havarijní chlazení při LOCA a jímka kontejmentu)
- **In-containment passive long-term recirculation** (recirkulace vzduchu uvnitř kontejmentu)

Funkci zajištění odvodu zbytkového tepla z reaktoru zajišťují hlavně tyto systémy a zařízení:

- **Passive residual heat removal heat exchangers – PRHR HX** (pasivní výměník tepla pro odvod zbytkového tepla)
- **In-containment refueling water storage tank – IRWST** (zásobní nádrž vody pro výměnu paliva umístěná v kontejmentu – slouží i jako zásobní nádrž pro havarijní chlazení při LOCA a jímka kontejmentu)

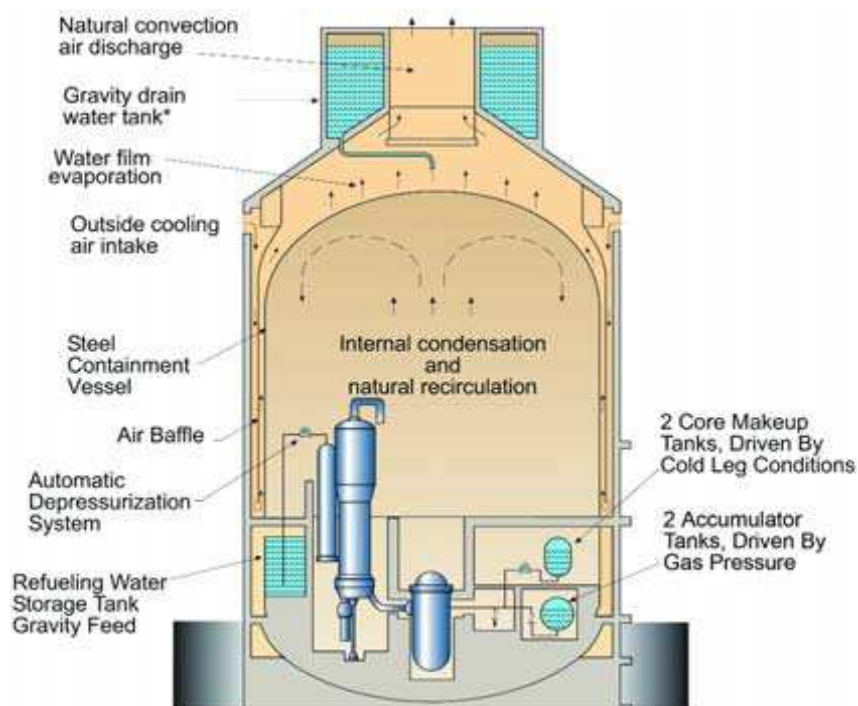
Hermetičnost kontejmentu

Základní funkcí kontejmentu je, že umožňuje izolovat únik radioaktivních produktů štěpení a ionizujícího záření do životního prostředí. V případě havárie, kdy hrozí únik jak plyných, tak kapalných radioaktivních látek, je kontejment konstruován tak, aby k úniku nemohlo dojít. Tudíž je kontejment hermeticky těsný. Kontejment je konstruován na přetlak 0,407MPa a jeho chlazení je zajištěno pomocí pasivních bezpečnostních systémů (přirozená cirkulace vzduchu, gravitační chlazení vodou z nádrží umístěných na střeše kontejmentu). Díky pasivním bezpečnostním systémům ubylo 50 % potrubí a různých armatur, které zajišťovaly hermetičnost a chlazení kontejmentu.

Bezpečnost kontejmentu je taktéž zajištěna proti vnějším vlivům či účinkům, které se nedají vyloučit. Mezi vnější vlivy jsou uvažovány především přírodní jevy nezpůsobené člověkem. Kontejment je odolný vůči zemětřesení, pádu menšího meteoritu, požáru, různým bouřím jako jsou tornáda, tajfuny aj. Dále je kontejment konstruován tak, aby vydržel pád letadla (volný či úmyslný) či vydržel teroristický útok.

Pasivní systém chlazení kontejmentu

Pro udržení hermetičnosti, proti přehřátí a překročení projektového tlaku slouží systém chlazení kontejmentu, který je taktéž pasivní. Mezi železobetonovým a ocelovým kontejmentem je zaveden systém přirozené cirkulace vzduchu, která



Obr. 4.1.2.2.3 Pasivní systém chlazení kontejmentu [9]

funguje i za běžného provozu. Studený vzduch se nasává několika otvory umístěnými v horní části stěny kontejmentu, proudí směrem dolů mezi betonovou obálkou a přepážkou a následně nahoru mezi ocelovou stěnou a přepážkou. Funkcí této vzduchové přepážky je, že zaručuje chlazení ocelové obálky kontejmentu po celém obvodu. Pokud by nebyla mezi ocelovou obálkou a železobetonovou stěnou oddělující

přepážka, vzduch by proudil pouze v horní části a prakticky by nic neochladil. Ohřátý vzduch se pohybuje směrem ke komínu a tzv. komínovým efektem je zajištěn odvod ohřátého vzduchu. Teplo z kontejmentu je předáváno vzduchu

pomocí přirozené konvekce přes ocelovou stěnu. Současně je kolem komínu umístěna nádrž pro gravitační sprchování ocelové obálky v případě těžké havárie, kdy se v kontejmentu vyvine velké množství tepla. Kromě odvodu zbytkového tepla je funkcí těchto systémů snižování tlaku v kontejmentu, což je důležité mimo jiné pro udržení celistvosti ocelové obálky kontejmentu a tudíž zadržení radioaktivních látek a ionizujícího záření uvnitř kontejmentu. Další funkcí je, že díky vnějšímu chlazení kontejmentu kondenzuje vznikající pára. Kondenzát následně stéká do IRWST.

Systém gravitačního sprchování ocelové obálky a přirozené cirkulace vzduchu je nastaven tak, že když je překročena mezní hodnota přetlaku v kontejmentu, armatury (jsou umístěny na potrubí vedoucí z nádrže nad ocelovou obálku kontejmentu) se otevřou a voda proudí gravitačním spádem na ocelovou obálku. Voda stéká po ploše ocelové obálky kontejmentu, přičemž se postupně se vypařuje. Objem vody v nádržích vystačí chladit kontejment tři dny (v případě nadprojektové havárie), přičemž během těchto dní je možnost nádrží postupně doplňovat z externích zdrojů. Existuje možnost, že nebude možné nádrží doplňovat a voda se po třech dnech zcela vyčerpá. V tomto případě v kontejmentu vzroste tlak ovšem pouze na hodnotu 90 % projektového tlaku a navíc po třech dnech je systém přirozené cirkulace vzduchu schopen sám uchládit ocelovou obálku. [8], [9], [10], [21], [34]

4.1.4 Filosofie řešení těžkých havárií

Projekt AP1000 definuje jako nejtěžší havárie následující dva typy havárií:

- Havárie typu tavení aktivní zóny (těžká havárie)
- Havárie typu LOCA (projektová havárie)

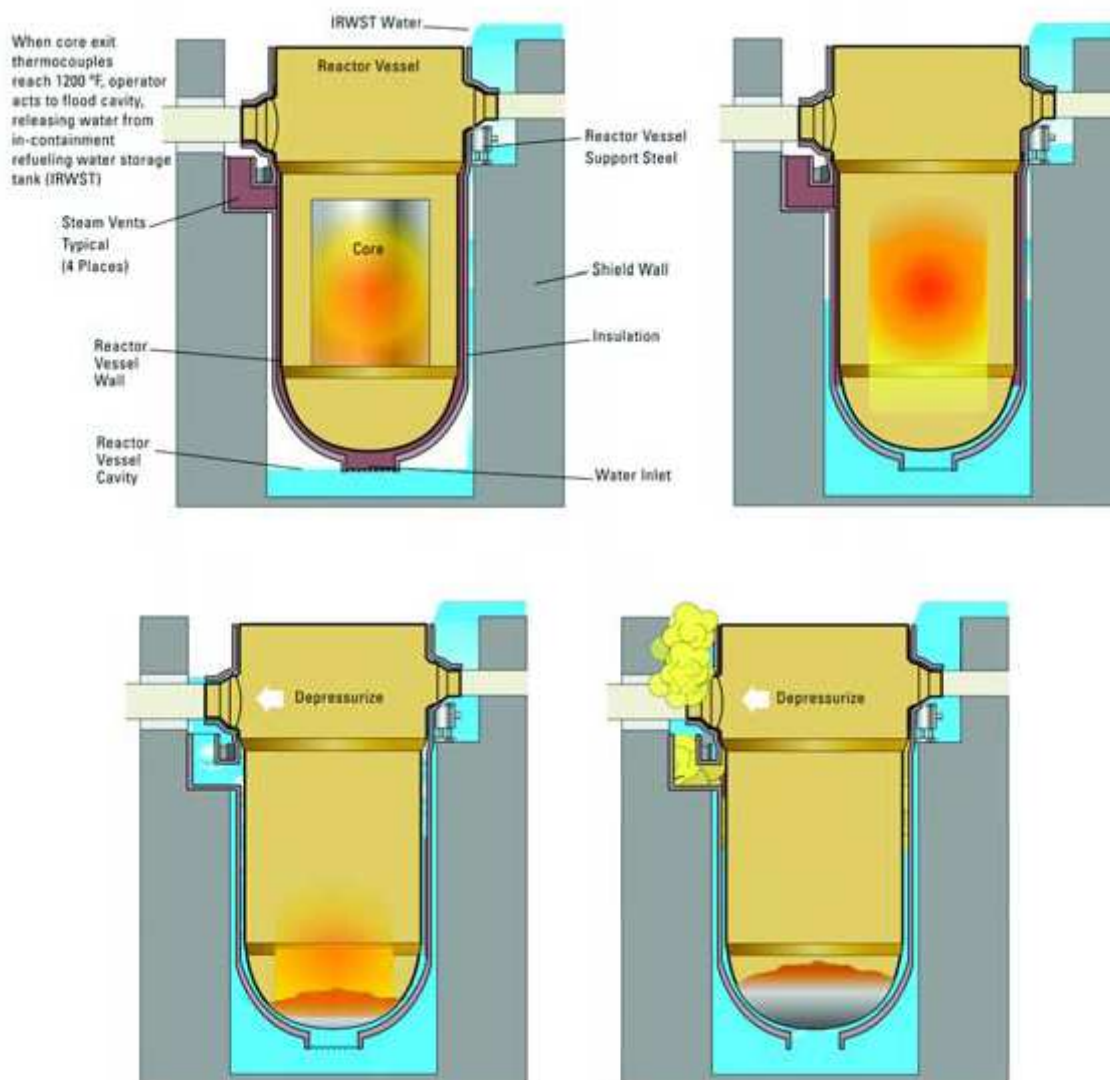
Havárie typu tavení aktivní zóny

Projekt AP1000 řeší havárii typu tavení aktivní zóny zcela odlišným způsobem než projekt EPR a MIR-1200. Zatímco tyto projekty řeší takovou havárii pomocí lapače roztavené aktivní zóny, projekt AP-1000 řeší tuto havárii zachycením taveniny uvnitř reaktorové nádoby s následným vnějším chlazením a únikem vzniklých radioaktivních plynných látek do atmosféry kontejmentu.

Princip řešení havárie s tavením aktivní zóny pro projekt AP1000 je zobrazen na obrázku 4.1.4.1.

Jakmile dojde k havárii s tavením aktivní zóny (při teplotě v aktivní zóně od 649 °C), jsou otevřeny armatury IRWST a chladicí médium proudí do prostoru mezi betonovým základem a reaktorovou nádobou (do šachty reaktoru). Při přítoku vody se zaplní dno a postupně voda dosáhne až do bodu, kdy vstupuje do tepelné izolace, která izoluje reaktorovou nádobu od šachty reaktoru. Voda stoupá mezi stěnou tepelné izolace a stěnou reaktoru a chladí reaktor z vnější strany. Vzniká pára, která prostorem kolem nátrubků reaktoru stoupá do volného prostoru kontejmentu. Zároveň je zaplaven reaktor i samotný a dochází k chlazení taveniny přímým stykem vody s taveninou. Vzniklá pára opět stoupá přes systém odtlačování v kompenzátoru objemu do kontejmentu (je-li primární okruh celistvý). Pomocí vnějšího chlazení ocelové obálky kontejmentu pára kondenzuje a kondenzát stéká zpět do IRWST. Tento systém chlazení reaktoru při havárii typu tavení aktivní zóny je dostatečné k tomu, aby roztavená aktivní zóna nepoškodila ocelovou tlakovou nádobu reaktoru a

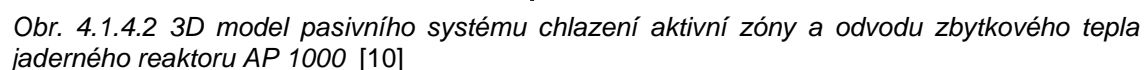
tím pádem neunikla do kontejmentu. Díky udržení roztavené aktivní zóny v reaktorové nádobě nedojde k dalším nežádoucím jevům, které by vznikly v případě, že by aktivní zóna roztavila tlakovou nádobu reaktoru. Nedojde tedy situaci, že by mohlo dojít k explozi či reakci roztavené aktivní zóny s betonovým základem, kde je umístěna reaktorová nádoba, či dokonce k úniku radioaktivních látek a ionizujícího záření do životního prostředí. [8], [9], [10], [21], [34]



Obr. 4.1.4.1 Princip řešení havárie s tavením aktivní zóny [9]

Havárie typu LOCA

V případě prasknutí větve primárního okruhu dojde k náhlému poklesu tlaku v potrubí. Zároveň chladicí médium uniká z větve primárního okruhu, což znamená, že jaderný reaktor nemůže být dostatečně chlazen. Tomuto typu havárie se říká LOCA. Projekt AP1000 řeší havárii typu LOCA skrze pasivní systém chlazení aktivní zóny (přehled hlavních systémů je uveden v kapitole 4.1.3.1). 3D model a schéma pasivních systémů chlazení aktivní zóny je na obr. 4.1.4.2, resp. 4.1.4.3. na straně 53.



Principiální řešení havárie LOCA s pasivním chlazením aktivní zóny a pasivním odvodem zbytkového tepla z kontejmentu lze rozdělit do těchto bodů:

1) Kompenzátor objemu

Při prasknutí potrubí primárního okruhu jako první zareaguje kompenzátor objemu. Kompenzátor objemu se snaží vyrovnat chybějící množství chladiva v primárním okruhu, které uniklo v důsledku prasknutí potrubí primárního okruhu, a tlak chladiva. Chladivo je z kompenzátoru objemu dodáváno do primárního okruhu díky tlaku páry, kterým je vyplněn prostor nad hladinou v kompenzátoru objemu. Kompenzátor objemu je připojen na horké větvi, která spojuje reaktor a parogenerátor.

2) CMT (vysokotlaké doplňování)

CMT jsou uvedeny v činnost v případě, že již nefungují žádné klasické způsoby chlazení aktivní zóny. To znamená, že jsou vypnuty hlavní cirkulační čerpadla a zároveň se studená větev primárního okruhu začne nepřipustně zahřívat. Druhou podmínkou pro uvedení CMT v činnost je, že hladina chladiva v kompenzátoru klesne na určitou úroveň. Reaktor je vybaven dvěma CMT, které jsou naplněny bórovou vodou (má stejné složení jako chladicí médium). Oba CMT jsou napojeny na potrubí doplňování přímo do reaktoru (tzv. DVI – direct vessel injection). CMT funguje pouze na základě gravitace a rozdílu teplot a tlaků.

3) Odvod zbytkového tepla

Současně se spuštěním CMT je spuštěn systém odvodu zbytkového tepla z aktivní zóny. Odvod zbytkového tepla je zajištěn pomocí výměníku tepla (PRHR HX), který je umístěn přímo v IRWST. PRHR HX se aktivuje v případě, kdy není možný klasický odvod tepla z primárního okruhu pomocí parogenerátorů. Teplá strana PRHR HX je napojena na horkou větev, na kterou je napojen i kompenzátor objemu a odvádí horkou vodu do PRHR HX, zde se ochladí a již ochlazená proudí do parogenerátoru. Potrubí je napojené na primární okruh a je oddělené pomocí armatur, které jsou za běžného provozu zavřeny. Armatury jsou otevřeny na základě signálu od měřicích a kontrolních systémů, tedy když jsou překročeny určené parametry tlaku a teploty v potrubí primárního okruhu. Médium ve smyčce tepelného výměníku proudí zcela přirozeně díky rozdílným teplotám a výškovém umístění vstupu horké vody a výstupu studené vody.

4) Čtyřstupňové odtlakování systému

Odtlakování systému nastane v případě poklesu hladiny v CMT na určitou úroveň. Třístupňové snižování tlaku probíhá tak, že na kompenzátor objemu jsou napojena tři potrubí každé s třemi paralelně zapojenými armaturami. Následně je potrubí zaústěno do IRWST. Armatury jsou umístěny nad kompenzátozem objemu. Na horkou větev PRHR HX je ještě napojen čtvrtý stupeň odtlakování (dvě potrubí, každé s dvěma armaturami), který se aktivuje v případě, že hladina chladicího média poklesne v CMT na 20 % původního objemu. Čtvrtý stupeň dekomprese je opatřen tzv. rozbuškovými ventily, které jsou otevírány rozbuškou. Čtvrtý stupeň odtlakování

sníží tlak, aby mohlo dojít k chlazení aktivní zóny gravitačním spádem z IRWST, přičemž potrubí ústí do volného prostoru v kontejmentu. Automatický odtlakovací systém umožňuje další chlazení aktivní zóny systémy pracující na nižším tlaku a dlouho trvající chlazení pomocí IRWST a jímky kontejmentu (na obr. 4.1.4.2 - Sump). Systém automatického odtlakování je 2x100 % redundantní. Jedná o částečně aktivní systém, jelikož ventily jsou poháněny motorem.

5) Hydroakumulátory (středotlaké doplňování)

Před aktivováním čtvrtého stupně odtlakování je aktivován středotlaký systém doplňování chladiva pomocí hydroakumulátorů. Hydroakumulátory jsou natlakovány na tlak 4,826 MPa plynem na bázi dusíku a jsou napojeny na potrubí vedoucí ze CMT do reaktoru. Hydroakumulátory začnou pracovat ve chvíli, kdy poklesne tlak v potrubí mezi CMT a reaktorem na takovou hodnotu, že se tlakem plynu v hydroakumulátorech otevřou zpětné klapky. Po otevření zpětných klapek proudí chladivo z hydroakumulátorů do reaktoru, čímž chladí aktivní zónu. Jakmile je chladivo z hydroakumulátorů vyčerpáno, aktivuje se čtvrtý stupeň automatické dekomprese a systém chlazení aktivní zóny pomocí IRWST.

6) IRWST (nízkotlaké doplňování)

IRWST je poměrně velká nádrž používaná na výměnu paliva, jež je umístěná v kontejmentu nad smyčkami primárního okruhu a nad systémem havarijního chlazení reaktoru. IRWST není natlakovaná, tzn. na hladině je atmosférický tlak. Proto je zařazen jako poslední systém havarijního chlazení aktivní zóny jako nízkotlaké doplňování chladiva. Z IRWST proudí chladivo až po té, co je vyčerpáno z hydroakumulátorů a je aktivován čtvrtý stupeň automatické dekomprese. V případě, kdy je tlak v potrubí blízký atmosférickému tlaku, začne proudit chladicí médium gravitačním spádem do reaktoru. Potrubí vedoucí z IRWST je napojeno na potrubí vedoucí ze CMT do reaktoru. Na potrubní trasu IRWST – reaktor je napojeno potrubí vedoucí z jímky kontejmentu, které dodává další chladivo do systému. Jedná se o poslední stupeň dodávání chladiva k chlazení aktivní zóny. Při tomto stupni je část kontejmentu zaplavena. Horká voda proudící do IRWST vytváří bubliny horké radioaktivní páry, které směřují k hladině, kde se uvolní do volného prostoru kontejmentu a zároveň zahřívá vodu v IRWST. Dále je v IRWST umístěn PRHR HX, který vodu v IRWST rovněž zahřívá. Díky tomu se voda vypařuje, což má za následek její úbytek. Tento úbytek je vyřešen systémem pasivního chlazení kontejmentu. Díky tomuto systému pára v kontejmentu kondenzuje a stéká po stěnách kontejmentu zpět do IRWST. Systém chlazení kontejmentu je v činnosti během všech popsaných operací. [8], [9], [10], [21], [34]

4.2 ATOMSTROY EXPORT – MIR 1200

4.2.1 Profil společnosti ATOMSTROYEXPORT

Společnost ATOMSTROYEXPORT vznikla v roce 1998 z rozhodnutí ruského ministerstva pro atomovou energii. V roce 1998 se sloučily dvě společnosti Atomenergoexport a Zarubezhatomenergostroy, které měly více jak 25 let zkušeností s kooperací se zahraničními státy z hlediska konstrukce, provozu a modernizace jaderných elektráren.

Společnost ATOMSTROYEXPORT působí v rámci konsorcia ROSATOM. Společnost ROSATOM působí v oblasti jaderné energetiky více než padesát let. V době masivního rozvoje jaderné energetiky v 60. a 70. letech 20. století byla jedinou firmou, která dodávala zařízení pro jaderné elektrárny v bývalém východním bloku a ve státech. Jejich dominance na jaderně–energetickém trhu socialistických států ve velké části minulého století má za následek to, že od 60. let minulého století bylo vystavěno 65 bloků jaderných elektráren s jadernými reaktory typu VVER. Celkový termický výkon se pohybuje okolo 40 GWt. Jaderné reaktory typu VVER jsou provozovány v postkomunistických zemích jako je Maďarsko, Slovensko, Bulharsko a ve světě pak především v Číně. V České republice je v provozu šest jaderných reaktorů typu VVER. Čtyři bloky VVER, každý o výkonu 440 MW, jsou provozovány v jaderné elektrárně Dukovany, dva bloky VVER, každý o výkonu 1000 MW, jsou provozovány v jaderné elektrárně Temelín.

Aktivita společnosti ATOMSTROYEXPORT se soustředí na tyto aktivity:

- Projektování
- Dodávky zařízení
- Montáž
- Uvedení do provozu
- Údržba
- Opravy a modernizace
- Vyřazení z provozu a likvidace

Společnost je tedy schopna kvalifikovaně zabezpečit všechny činnosti v souvislosti s životním cyklem jaderné elektrárny. Navíc je schopna zajistit činnosti týkající se projektování, dodávky a servisu zařízení pro hospodaření s vyhořelým jaderným palivem a radioaktivním odpadem.

Nejnovějším komerčním projektem ruského Rosatomu je modernizovaný reaktor VVER 1200/491, neboli MIR-1200 (Modernized International Reactor). Na projektu MIR-1200 se podílely dvě dceřiné firmy společnosti Rosatom, konkrétně Atomstroyexport (Petrohradský institut) a OKB Hidropress, ve spolupráci se ŠKODA JS, a.s. Jedná se o zmodernizovaný lehkovodní jaderný reaktor, jehož základní principy jsou odvozeny od jaderného reaktoru VVER 1000, a v současné době je ve výstavbě sedm bloků v Rusku a dalších pět v ostatních zemích světa (Indie, Írán). [26]

4.2.2 Základní technické parametry jaderné elektrárny s reaktorem MIR 1200

Primární okruh jaderné elektrárny s reaktorem MIR-1200 je principiálně řešen jako primární okruh jaderné elektrárny s reaktorem VVER 1000 (V392). Primární okruh je čtyřsmyčkový a zahrnuje reaktorovou nádobu, čtyři parogenerátory, čtyři hlavní cirkulační čerpadla a kompenzátor objemu. V primárním okruhu jsou dále umístěna zařízení, která zajišťují bezpečné vychlazení reaktoru v případě projektové havárie a další bezpečnostní systémy, z nichž některé pracují i za normálního provozu. Tyto systémy budou rozebrány v kapitole 4.2.3. Základní technické parametry JE s reaktorem MIR-1200 jsou uvedeny v následující tabulce:

<u>Jaderná elektrárna</u>	
Instalovaný výkon	1160 MWe
Účinnost (čistá)	33,70%
Projektová životnost	50 let
<u>Reaktor</u>	
Tepelný výkon	3200 MWt
<u>Aktivní zóna</u>	
Palivo	obohacený uran v podobě UO_2 (palivo obsahuje vyhořívající absorbátor gadolinium)
Obohacení	4,79%
Počet palivových souborů	163
Počet absorpčních tyčí	121
Palivový cyklus	12 měsíců
<u>Systém chlazení reaktoru</u>	
Počet chladících smyček	4
Pracovní tlak	16,2 MPa
Teplota chladiva na vstupu	298,2 °C
Teplota chladiva na výstupu	328,9 °C
Průtok chladiva reaktorem	23,9 m ³ /s
<u>Parogenerátor</u>	
Počet na výrobní blok	4
Odběr páry z 1 parogenerátoru	1602 t/hod
Tlak páry na výstupu	7 MPa
Teplota páry na výstupu	285,8 °C
<u>Kontejnment – vnitřní obálka</u>	
Průměr (vnitřní)	44 m
Tloušťka stěny	1,2 m
Projektový tlak	0,4 MPa
<u>Kontejnment – vnější obálka</u>	
Průměr (vnitřní)	50 m
Výška	70,2 m
Tloušťka stěny	0,8 m (ve válcové části)
<u>Turbosoustrojí</u>	
Počet na výrobní blok	1
Počet dílů turbíny	1 vysokotlaký + 4 nízkotlaké
Otáčky	3000

Tab. 4.2.2.1 Tabulka základních technických parametrů jaderné elektrárny s reaktorem MIR-1200[25]

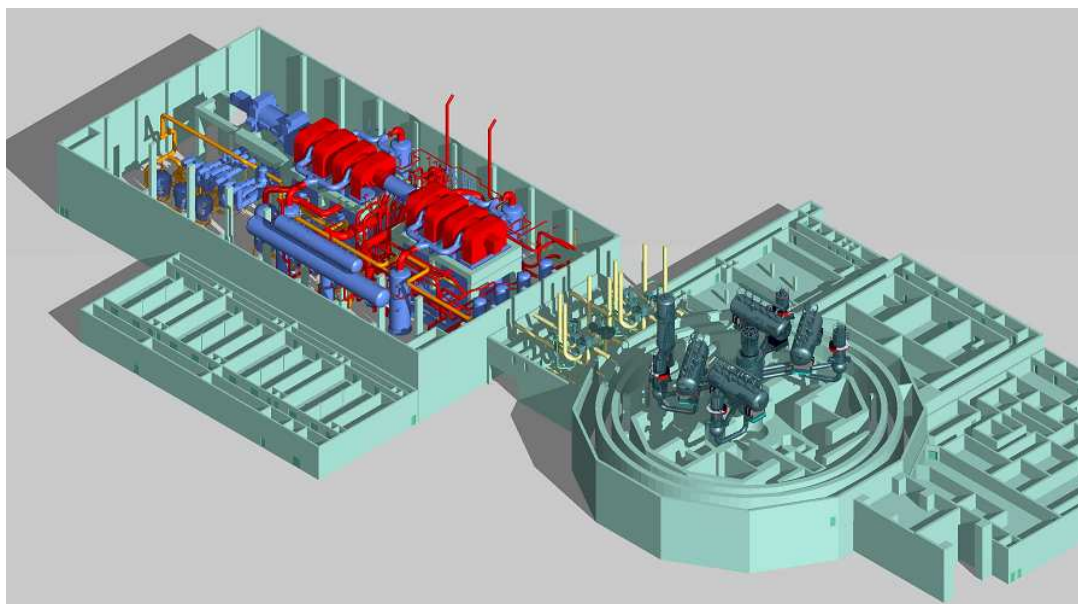
Projekt MIR-1200 oproti VVER dosáhl zlepšení především v těchto bodech:

- Zvýšení elektrického výkonu
- Zvýšení tepelného výkonu
- Zvýšení tlaku páry na výstupu z generátoru
- Zmenšení tlakových ztrát v hlavním parovodu na 0,2 MPa
- Konstrukce kontejmentu
- Bezpečnostní systémy (kap. 4.2.3)
- Programovatelný digitální systém kontroly a řízení
- Účinnost JE
- Doba výstavby JE (54 měsíců)
- Životnost JE (60let)
- Bezpečnostní systémy (kap. 4.2.3)

Evoluční změnou oproti VVER 1000 konstrukce kontejmentu. Kontejment je dvouplášťový, přičemž vnější plášť je ze železobetonu a je projektován proti vnějším přírodním či lidským vlivům. Kontejment je projektován proti letecké nehodě (kontejment snese pád letadla o váze 5,7 t, které se řítí rychlostí 100 m/s), externímu výbuchu (kontejment snese tlakovou vlnu o rázu 30 kPa po dobu 1 s), zatížení sněhem a ledem (tlak 4,9 kPa), zatížení větrem (rychlost větru 30 m/s ve výšce 10 m, odolnost proti vichru třídy F3 dle stupnice Fujita) a zemětřesení (referenční zrychlení základové půdy 0,25 g). Vnitřní betonový předpjatý plášť kontejmentu je konstruován na tlak 0,5 MPa a teplotu 150 °C a je vybaven ocelovou vystýlkou. Zde je patrný rozdíl oproti AP1000, kdy vnitřní plášť je celý z oceli.

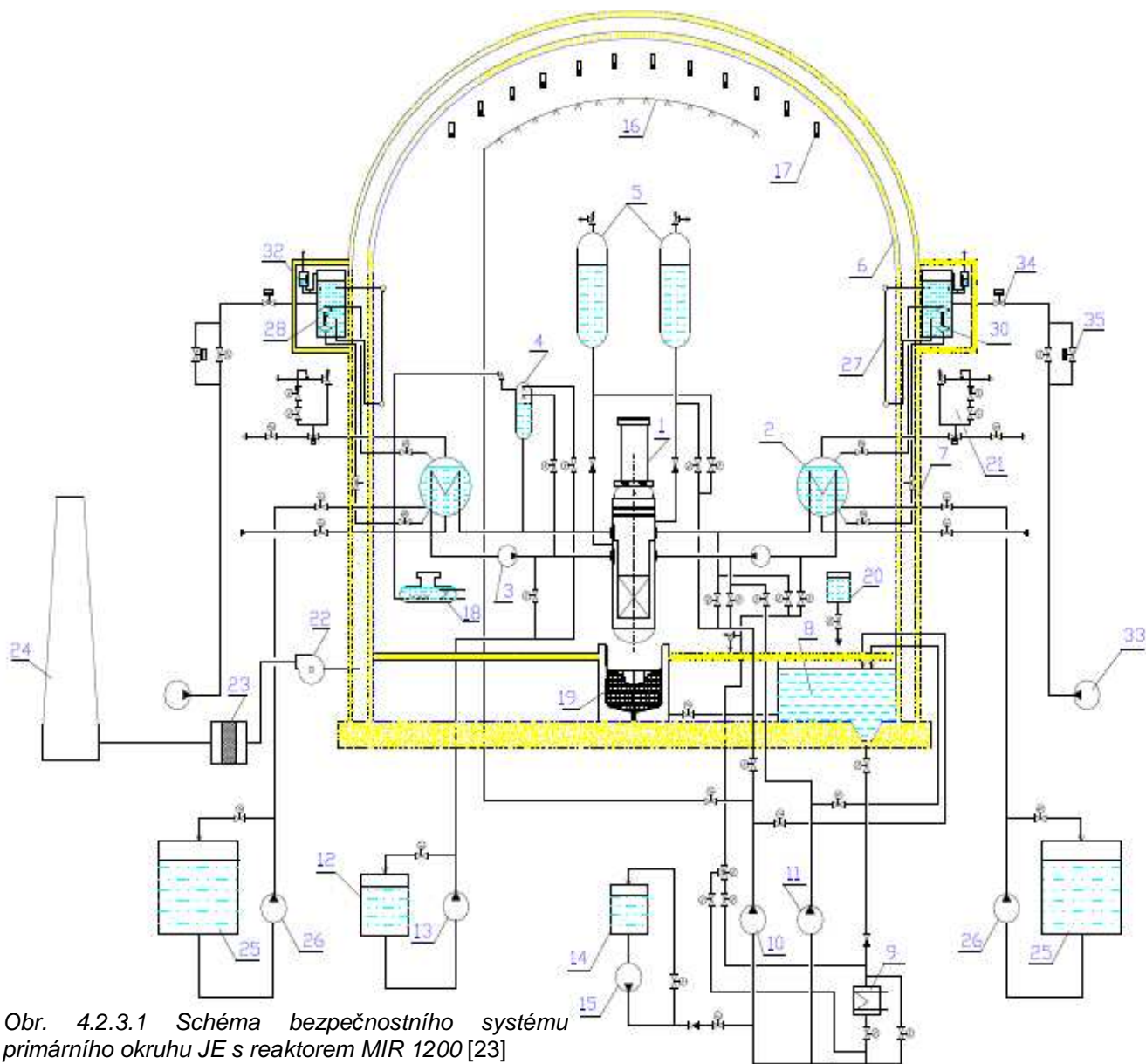
Jak již bylo řečeno primární okruh je principiálně řešen obdobně jako VVER 1000, ovšem v důsledku zvyšování parametrů došlo ke změně rozměrů komponent primárního okruhu. Tyto změny se týkají především tlakových nádob, čerpadel, armatur aj. V porovnání s VVER 1000 se rozměry zvětšily.

Konstrukční řešení JE s reaktorem MIR-1200 vychází rovněž z provozních zkušeností, přičemž využívá nejnovějších technologií. Díky takovému postupu je dosaženo většího výkonu, vyšší bezpečnosti, delší životnosti aj. [23], [24], [25], [26]



Obr. 4.2.2.1 3D model JE s reaktorem MIR-1200 [23]

4.2.3 Základní bezpečnostní systémy MIR-1200



Obr. 4.2.3.1 Schéma bezpečnostního systému primárního okruhu JE s reaktorem MIR 1200 [23]

- 1 – Jaderný reaktor
- 2 – Parogenerátor
- 3 – Hlavní cirkulační čerpadla
- 4 – Kompenzátor objemu
- 5 – Hydroakumulátory
- 6 – Vnitřní kontejment
- 7 – Vnější kontejment
- 8 – Nádrž s bórovou vodou (nízká koncentrace H_3BO_3)
- 9 – Výměníky tepla
- 10 – Nízkotlaké havarijní čerpadlo
- 11 – Vysokotlaké havarijní čerpadlo
- 12 – Nádrž s bórovou vodou (vysoká koncentrace H_3BO_3)
- 13 – Čerpadlo bórové vody
- 14 – Napájecí nádrž s chemikáliemi
- 15 – Čerpadlo pro napájecí nádrž s chemikáliemi
- 16 – Sprchový systém

- 17 – Rekombinátory pro likvidaci vodíku v kontejmentu
- 18 – Barbotážní nádrž pro chlazení plynu z kompenzátoru objemu
- 19 – Lapač roztavené aktivní zóny
- 20 – Zásobní nádrž roztoku alkalického roztoku
- 21 – Hlavní parovodní ventil
- 22 – Ventilační jednotka pro vytvoření podtlaku
- 23 – Filtr
- 24 – Ventilační komín
- 25 – Nádrž demineralizované vody
- 26 – Havarijní čerpadlo napájecí vody
- 27 – Pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu
- 28 – Nádrž pro pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu
- 30 – Výměník tepla pro pasivní odvod tepla z parogenerátoru
- 32 – Hydrostatický uzávěr
- 33 – Čerpadlo pro doplňování 28
- 34 – Ventil pro kontrolu hladiny v 28
- 35 – Havarijní ventil pro doplňování 28

Bezpečnost projektu MIR-1200 je založena na následujících bodech:

- Princip ochrany do hloubky
- Zahrnutí požadavků mezinárodních agentur (IAEA, EUR)
- Zkušenosti z dosud provozovaných reaktorů
- Zahrnutí pravděpodobnostních a deterministických analýz
- Výsledky podpořené výzkumnou činností

Bezpečnost projektu MIR-1200 je charakterizována především těmito systémy:

- Čtyři bezpečnostní trasy
- Dvojitý kontejment
- Zvýšená seismická odolnost
- Rekombinátory vodíku, lapač roztavené aktivní zóny
- Pasivní systém odvodu zbytkového tepla z kontejmentu
- Pasivní systém odvodu tepla z parogenerátoru
- Nezávislost na externích zdrojích energie po dobu 72 hodin

Na obr. 4.2.3.1 jsou zobrazeny bezpečnostní systémy primárního okruhu JE s reaktorem MIR-1200. Bezpečnostní systémy projektu MIR-1200 lze opět rozdělit na:

- Aktivní bezpečnostní systémy
- Pasivní bezpečnostní systémy

Mezi aktivní bezpečnostní systémy patří především:

- Vysokotlaká čerpadla dávkování roztoku kyseliny borité do primárního okruhu
- Nízkotlaká čerpadla havarijního dochlazování
- Sprchový systém
- Vysokotlaké vstřikování kyseliny borité
- Havarijní napájení parogenerátorů
- Havarijní odvod paroplynové směsi z parogenerátorů
- Havarijní odvod paroplynové směsi z horní části jaderného reaktoru

Mezi pasivní bezpečnostní systémy patří především:

- Pasivní odvod tepla z kontejmentu
- Pasivní odvod tepla z parogenerátoru
- Lapač roztavené aktivní zóny
- Pasivní chlazení roztavené aktivní zóny
- Hydroakumulátory
- Pasivní likvidace vodíku v kontejmentu
- Systém regulačních tyčí v reaktoru
- Ochrana před přetlakováním primárního okruhu (pojišťovací armatury)



Projekt MIR-1200 na rozdíl od AP1000 využívá při řešení těžkých havárií aktivní i pasivní bezpečnostní systémy. Jak pasivní, tak aktivní bezpečnostní systémy jsou redundantní, přičemž redundance některých systémů je oproti VVER 1000 zvýšena z 3x100 % na 4x100 %. Některé systémy jsou redundantní pouze 4x50 %.

Příklady systémů, které jsou redundantní 4x100 %:

- Havarijní systémy chlazení aktivní zóny, pasivní část
- Vysokotlaké systémy havarijního doplňování
- Nízkotlaké systémy havarijního chlazení aktivní zóny
- Odvod zbytkového tepla ze sekundárního okruhu

Příklady systémů, které jsou redundantní 4x50 %:

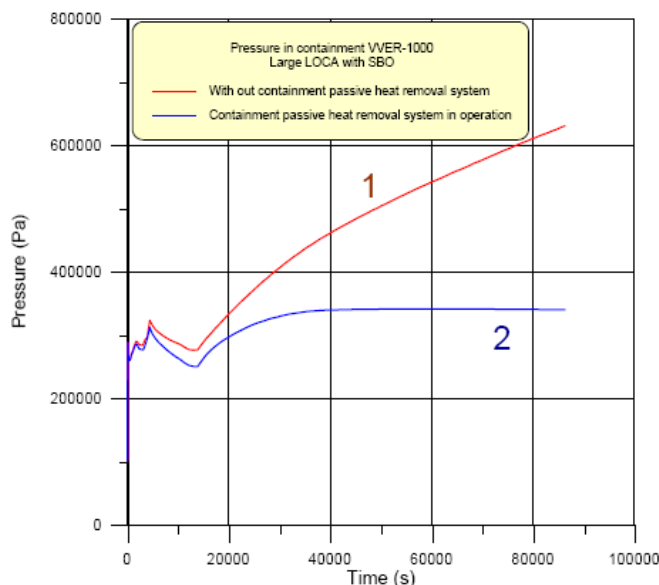
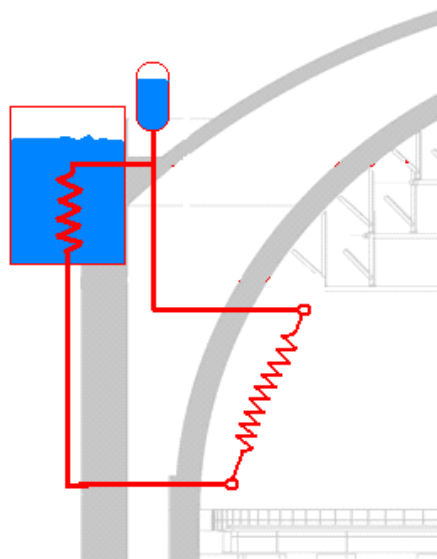
- Aktivní systém odvodu zbytkového tepla
- Aktivní systém havarijního doplňování bóru
- Sprchový systém

Jak již bylo zmíněno, aktivní bezpečnostní systémy jsou systémy závislé na externích zdrojích energie. Projekt MIR-1200 řeší tuto závislost pomocí diesel-generátorů, které jsou redundantní až 4x100 %. Tato redundance odpovídá zhruba 4x6 MW. Pro případ situace zvané station blackout, tedy pro případ, kdy je jaderná elektrárna naprosto bez zdroje elektrické energie, jsou přidány další nouzové diesel-generátory menších výkonů. Místo těchto generátorů je možno využít spalovacích turbin, u nichž je však přibližně 6x delší doba najetí.

Rovněž u projektu existuje určitá závislost pasivních bezpečnostních systémech na aktivních bezpečnostních systémech. Např. ventily jsou poháněny elektromotory.

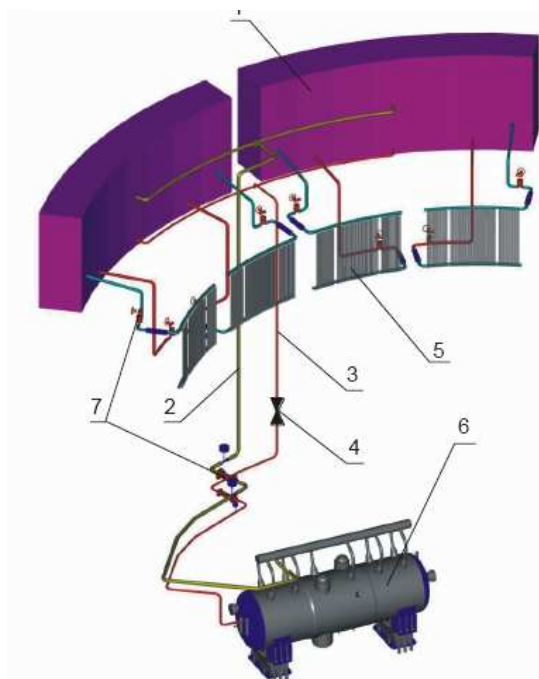
Dále bude věnována pozornost bezpečnostním systémům, které jsou oproti projektům druhé generace inovativní. [23], [24], [25], [26]

Pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu



Obr. 4.2.3.2. Pasivní systém chlazení kontejmentu jaderného reaktoru MIR-1200 [24]

Obr. 4.2.3.3 Graf ukazující nárůst tlaku při nevyužití pasivního odvodu tepla z kontejmentu v případě LOCA (1) a ustálení tlaku při použití pasivního systému odvodu tepla (2) [24]



Obr. 4.2.3.4 3D model pasivního odvodu tepla z parogenerátorů a z kontejmentu [24]

- 1 – Akumulační nádrže s vodou
- 2 – Parní potrubí
- 3 – Potrubí vedoucí do parogenerátoru
- 4 – Ventil potrubí vedoucí do parogenerátoru
- 5 – Tepelné výměníky umístěné v kontejmentu
- 6 – Parogenerátor
- 7 – Uzavírací ventily

Pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu (obr. 4.2.3.2, 4.2.3.4) zajišťuje stabilní odvod tepla z kontejmentu za normálního provozu a v případě havárie typu LOCA a tavení aktivní zóny. Systém funguje i v případě selhání sprchového systému či výpadku elektrického napájení elektrárny.

Systém pracuje na principu přirozené konvekce tepla. Teplý vzduch, který vznikne v kontejmentu, ohřívá vodu, která proudí přes tepelný výměník (voda – vzduch) umístěný v kontejmentu. Ohřátou vodu v kontejmentu tlačí studená voda směrem do tepelného výměníku, který je umístěn v akumulární nádrži (akumulární nádrž je umístěna mimo kontejment). Je uplatněn princip přirozené cirkulace a není třeba žádných čerpadel. V akumulární nádrži teplá voda předá teplo studené vodě. Teplo vzniklé v akumulární nádrži je odvedeno přes hydrostatický uzávěr. Akumulační nádrž je vybavena snímači hladiny a v případě potřeby doplněna přes čerpadlo.

Na obr. 4.2.3.3 je zobrazen graf, který ukazuje závislost tlaku na čase v případě LOCA a station blackout. V případě vzniku havárie typu LOCA (malé či velké) roste tlak dramaticky

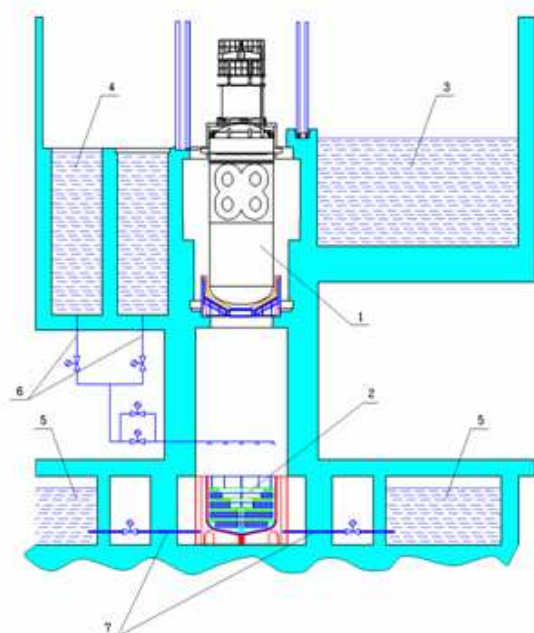
během prvních čtyř hodin od prasknutí potrubí primárního okruhu. V případě selhání sprchového systému tlak roste téměř lineárně a po cca 22 hodinách dosáhne hodnoty cca 0,61 MPa, což je hodnota přesahující projektový tlak kontejmentu (**případ 1**). Díky využití pasivního odvodu tepla z kontejmentu se v čase cca 11 hodin od prasknutí potrubí primárního okruhu tlak ustálí na hodnotě cca 0,35 MPa a v dalším průběhu je téměř konstantní. Tím pádem není překročen projektový tlak 0,4 MPa (**případ 2**). [23], [24], [25], [26]

Pasivní systém odvodu tepla z parogenerátoru

Pasivní systém odvodu tepla z parogenerátoru (Obr. 4.2.3.4) funguje podobným způsobem jako pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu. V případě selhání čerpadel doplňování napájecí vody do parogenerátorů či prasknutí potrubí primárního okruhu (LOCA) je aktivován systém pasivního odvodu tepla z parogenerátoru. Princip fungování pasivního odvodu tepla z parogenerátoru tkví v tom, že při výše uvedených selháních se parogenerátor celý zaplní vodou z akumulární nádrže (akumulační nádrž je umístěna mimo kontejment). Jakmile je parogenerátor zaplněn vodou, vzniká parovodní směs. Vzniklá parovodní směs je odváděna přes potrubí do výměníků tepla, které jsou umístěny v akumulární nádrži. Zde se voda ochladí a proudí zpět do parogenerátoru. Tudíž chlazení parogenerátoru po zaplnění vodou z akumulárních nádrží je zajištěno vodou, která je ochlazená ve výměnících tepla. Cyklus tepelný výměník – parogenerátor – tepelný výměník se pak opakuje.

Hlavním smyslem systému pasivního chlazení parogenerátoru je zabránění roztavení aktivní zóny. Pasivní systém chlazení parogenerátoru zabrání roztavení aktivní zóny v případě kompletní ztráty přívodu napájecí vody do parogenerátorů a ztráty chladiva v primárním okruhu. Dále systém pasivního odvodu tepla z parogenerátorů umožňuje snižovat následky havárie, kdy dojde k úniku chladicího média z primárního okruhu do sekundárního okruhu. [23], [24], [25], [26]

Lapač roztavené aktivní zóny



Obr. 4.2.3.5 Lapač roztavené aktivní zóny a systém plnění vodou [24]

- 1 – Reaktor
- 2 – Lapač roztavené aktivní zóny
- 3 – Bazén výměny paliva
- 4 – Kontrolní šachty reaktoru
- 5 – Zásobní šachty s vodou
- 6 – Potrubí dodávající vodu k roztavené aktivní zóně
- 7 – Potrubí mezi zásobními šachtami s vodou a tepelnými výměníky v lapači aktivní zóny

V případě havárie s tavením aktivní zóny teče po protavení reaktorové nádoby tavenina směrem k lapači roztavené aktivní zóny (obr. 4.2.3.5) Lapač roztavené aktivní zóny je zařízení, které slouží k zachycení roztavené aktivní zóny. Zařízení dále zajišťuje menší tvorbu plyných produktů tvořících se z roztavené aktivní zóny a chlazení taveniny. Díky těmto funkcím se snižuje tepelné a tlakové namáhání vnitřního kontejmentu.

Tavenina je navíc ještě chlazena bórovou vodou skrze sprchové systémy. Voda proudí do sprchových systémů gravitačně z kontrolních šachet reaktoru.

Lapač roztavené aktivní zóny je v podstatě dutina vybetonovaná z betonu. V této dutině je umístěn tepelný výměník, který zajišťuje chlazení roztavené aktivní zóny. Tepelný výměník je potrubím spojen se zásobními šachtami s vodou a chladící médium chladí roztavenou aktivní zónu ve spodní části vnitřního koše a po jeho stranách.

Vnitřní koš výměníku tepla je vyplněn speciální sloučeninou ocelové struktury, která je na bázi oxidu hlinitého a železitého ($\text{Al}_2\text{O}_3, \text{Fe}_2\text{O}_3$).

Tento materiál má tyto hlavní funkce:

- zprostředkovává kontakt roztavené aktivní zóny s výměníkem tepla
- přitékající chladící voda z kontrolních šachet společně s tímto materiálem zajišťuje redukci tvorby plyných produktů štěpení z roztavené aktivní zóny.
- funguje jako absorbátor tepla a zajišťuje, aby byla roztavená aktivní zóna v podkritickém stavu.

Při havárii s tavením aktivní zóny může dojít k pohybu reaktorové nádoby, a tudíž by mohlo dojít k poškození lapače roztavené aktivní zóny (např. propadem reaktorové nádoby) a tudíž k poškození výměníku tepla. Proti takové události je nad výměníkem tepla vybetonovaná odolná vyztužená deska, která zabráňuje reaktorové nádobě v pohybu směrem k lapači roztavené aktivní zóny a chrání výměník tepla. [18], [23], [24], [25], [26]



Systém kontroly vodíku v kontejmentu

V kontejmentu jsou umístěny systémy pro kontrolu tvorby vodíku v kontejmentu a systémy na jeho likvidaci v případě havárie (nadměrná tvorba vodíku v reaktorové nádobě byla jednou z příčin nehody jaderné elektrárny Three Mile Island). Vodík vzniká především radiolýzou vody a koroze. Kontejment je vybaven rekombinačními zařízeními pro udržení přípustné koncentrace vodíku, aby nedošlo k výbuchu. Rekombinační zařízení pracují na principu zpětné reakce, kdy se vodík sloučí s kyslíkem za vzniku vody, která následně stéká po stěnách kontejmentu. V projektu MIR-1200 (podobné rekombinátory lze nalézt u projektů AP1000 a EPR) jsou použity katalytické rekombinátory. Na rozdíl od tepelných rekombinátorů, které fungují při teplotách kolem 600 – 700 °C, katalytické rekombinátory umožňují rekombinaci vodíku na vodu již při teplotách okolo 0 °C. Katalyzátorem je zde nejčastěji platina a paladium. Katalytické rekombinátory jsou schopny pracovat již při koncentracích vodíku okolo 1 % a jsou schopny pracovat ve velkém rozsahu teplot a vlhkostí. Riziko spojené s těmito rekombinátory tkví v tom, že teplo uvolněné při rekombinaci může vést k zapálení vodíku. Toto riziko bylo výzkumem posouzeno jako zanedbatelné. [18]

4.2.4 Filosofie řešení těžkých havárií

Projekt MIR-1200 definuje jako nejtěžší havárie následující dva typy havárií:

- Havárie typu tavení aktivní zóny (těžká havárie)
- Havárie typu LOCA (projektová havárie)

Havárie typu tavení aktivní zóny

Havárie typu tavení aktivní zóny je v projektu MIR-1200 řešeno pomocí inovativního prvku – lapače roztavené aktivní zóny. Lapač aktivní zóny je schopen efektivně dochladit roztavenou aktivní zónu pomocí tepelného výměníku. Voda, která proudí do tepelného výměníku, obsahuje kyselinu boritou o nízké koncentraci a proudí z nádrže umístěné u tepelného výměníku. Tento roztok je pak chlazen přes tepelný výměník. Na obr. 4.2.3.5 je systém zobrazen. Nádrž slouží také k dávkování roztoku do primárního okruhu. Plynné produkty, které vzniknou při tavení aktivní zóny, jsou zachyceny v kontejmentu a jsou intenzivně sprchovány sprchovacími systémy. Zároveň je roztavená aktivní zóna chlazena bórovou vodou z kontrolní šachty reaktoru.

Havárie typu LOCA

Projekt MIR-1200 řeší havárii typu LOCA podobně, jako by byla řešena v případě jaderné elektrárny Temelín. Nejdříve funguje systém normálního doplňování a zásoba vody v kompenzátoru objemu. Jakmile je systém normálního doplňování nedostačující, spustí se vysokotlaké systémy doplňování, pak hydroakumulátory a následně systémy nízkotlakého doplňování. Kompenzátor objemu je opatřen odlehčovacími a pojistnými armaturami, které slouží k odtlačování systému, aby mohlo být uvedeno v činnost toto nízkotlaké doplňování. Zároveň slouží tyto armatury jako ochrana před vznikem přetlaku. Současně funguje sprchový systém a teplo je následně předáváno vloženému okruhu chlazení. Jiná možnost odvodu tepla z primárního okruhu je řízené odpouštění a doplňování (tzv. feed and bleed), tj. skrze prasklinu uniká chladivo. Chladivo je následně doplňováno takovým tempem, aby byl zajištěn odvod tepla a také odtlačování v rámci limitů. V případě LOCA je rovněž možné odvádět teplo přes sekundární okruh (pokud není např. prasklá trubička v parogenerátoru). V případě, že se nedá odvádět teplo přes sekundární okruh a přes systém technické vody důležité, teprve potom jsou uvedeny v činnost pasivní systémy odvodu tepla.

Vznikající paroplynová směs v místě trhliny zvyšuje tlak v kontejmentu a podporuje tvorbu vodíku. Takové nebezpečné jevy jsou redukovány pomocí sprchového systému, který umožňuje kondenzaci paroplynové směsi, a rekombinátorů, které udržují koncentraci vodíku pod mezí výbušnosti.

4.3 AREVA – EPR

4.3.1 Profil společnosti AREVA

Skupina AREVA vznikla 3.9.2001 sloučením francouzských firem Framatom, Cogema, Technicatome a jaderné divize německého Siemensu, přičemž 66 % vlastní CEA a 34 % Siemens. Z větší části se tedy jedná o státní firmu. Jejich spojení mimo jiné vyústilo ve výstavbu více než 100 jaderných bloků ve světě, jejichž celkový instalovaný výkon je větší než 100 GWe.

Aktivita skupiny AREVA se zaměřují na šest hlavních oblastí:

1. těžba uranových rud
2. zpracování a obohacování uranu
3. projektování, konstrukce jaderných reaktorů, výzkum, údržba a servis
4. přepracování vyhořelého jaderného paliva
5. obnovitelné zdroje energie
6. přenos a distribuce elektrické energie

Nejnovějším projektem skupiny AREVA je tlakovodní reaktor EPR a jedná se o evoluční projekt generace III+. Projekt EPR vychází ze zkušeností s provozováním jaderných reaktorů typu N4 (Framatom) a Konvoj (Siemens). Jeho vývoj probíhal pod dohledem CEA (francouzská komise pro atomovou energii) a německého výzkumného ústavu v Karlsruhe.

V současné době je tlakovodní jaderný reaktor EPR v Evropě ve výstavbě ve Finsku, kde se staví 3. blok jaderné elektrárny Olkiluoto. Připojení k síti je naplánováno na rok 2012. Dále je projekt EPR ve výstavbě ve Francii jako 3. blok jaderné elektrárny Flamanville. Ve Francii se uvažuje o výstavbě jaderného bloku EPR v jaderné elektrárně Penly. O jaderných reaktorech typu EPR se uvažuje i v dalších státech Evropy, konkrétně ve Velké Británii či Itálii. Z mimoevropských zemí se o projekt EPR zajímají v USA a v Indii. V roce 2009 byla zahájena výstavba prvního ze dvou bloků v jaderné elektrárně Taishan v Číně. [20], [37], [38]

4.3.2 Základní technické parametry jaderné elektrárny s reaktorem EPR

Mezi hlavní projektové charakteristiky projektu EPR patří:

- Aktivní zóna reaktoru s nízkou hustotou výkonu
- Velká zásoba vody uvnitř primárního okruhu EPR
- Zadržení roztavené aktivní zóny v lapači taveniny a její chlazení
- Délka palivového cyklu se středním vyhořením paliva až 65 GWd/t
- Krátké odstávky elektrárny pro překládku paliva, údržbu a servis
- Krátká doba výstavby JE
- Životnost JE 60 let

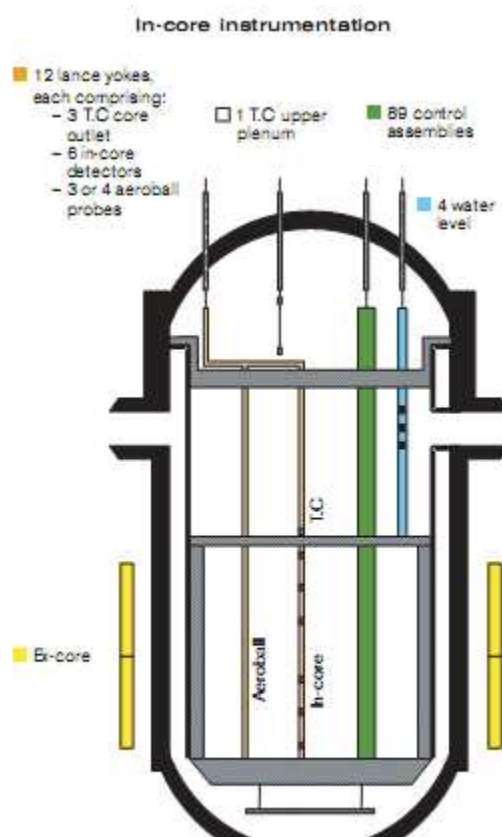
Primární okruh JE s reaktorem EPR je řešen jako čtyřsmyčkový a zahrnuje reaktorovou nádobu, čtyři parogenerátory, čtyři hlavní cirkulační čerpadla a kompenzátor objemu. V primárním okruhu jsou dále umístěna zařízení, která zajišťují bezpečné vychlazení reaktoru v případě projektové havárie a další bezpečnostní systémy, z nichž některé pracují i za normálního provozu. Tyto systémy budou rozebrány v kapitole 4.3.3. Základní technické parametry JE s reaktorem EPR jsou uvedeny v následující tabulce:

Jaderná elektrárna	
Instalovaný výkon	1600 – 1750 MWe
Účinnost (čistá)	36 – 37 %
Projektová životnost	50 let
Reaktor	
Tepelný výkon	4500 MWt
Aktivní zóna	
Palivo	obohacený uran v podobě UO_2 (palivo obsahuje vyhořívající absorbátor gadolinium), možnost využití MOX
Obohacení	max. 5 %
Počet palivových souborů	241
Palivový cyklus	18 – 24 měsíců
Systém chlazení reaktoru	
Počet chladících smyček	4
Pracovní tlak	15,5 MPa
Teplota chladiva na vstupu	295,9 °C
Teplota chladiva na výstupu	327,2 °C
Průtok chladiva reaktorem	31,5 m ³ /s
Parogenerátor	
Počet na výrobní blok	4
Odběr páry z 1 parogenerátoru	2299 t/hod
Tlak páry na výstupu	7,8 MPa
Teplota páry na výstupu	293 °C
Kontejnment – vnitřní obálka	
Průměr (vnitřní)	48 m
Tloušťka stěny	1,3 m
Projektový tlak	0,55 MPa
Kontejnment – vnější obálka	
	- předepjatý beton
Průměr (vnitřní)	75 m
Výška	91 m
Tloušťka stěny	1,3 m (ve válcové části)
Turbosoustrojí	
Počet na výrobní blok	1
Počet dílů turbíny	1 vysokotlaký + 3 nízkotlaké
Otáčky	3000

Tab. 4.3.2.1 Tabulka základních technických parametrů jaderné elektrárny s reaktorem EPR [20],[38]

Jak již bylo zmíněno, jedním z projektových charakteristik je velká zásoba vody v primárním okruhu. Větší množství chladiva umožňuje mimo jiné lépe zvládnout přechodové jevy a rozvoj případných havárií. Větší množství chladiva se z bezpečnostního hlediska projevuje např. u parogenerátoru, kdy při přerušení dodávky napájecí vody se přeruší dodávka páry do sekundárního okruhu až po třiceti minutách. Tato doba je dostatečná pro najetí systému havarijního doplňování napájecí vody.

Zvýšené množství chladiva se projevuje i u reaktorové nádoby, a to nejen většími rozměry. Reaktorová nádoba má nátrubky pro potrubí vedoucí z a do parogenerátorů v co nejvyšší možné poloze. Takové umístění mimo jiné umožňuje průtok většího množství chladiva aktivní zónou a zvětšení hydrostatického tlaku zaplaveného prostoru.



Reaktorová nádoba je vybavena měřením hustoty neutronového toku. Měření je umístěno jak vně reaktoru, tak ve vnitřku reaktoru. Vnitroreaktorové měření probíhá pomocí aeroball systému (trubice naplněné ocelovými kuličkami a inertním plynem argonem). Tento systém vnitroreaktorového měření má pouze projekt EPR. Dále pak měření hladiny vody v reaktoru. Ve spodní části aktivní zóny je umístěno zařízení pro zrovnoměnění průtoku chladiva aktivní zónou.

Uspořádání aktivní zóny projektu EPR přináší tyto hlavní výhody:

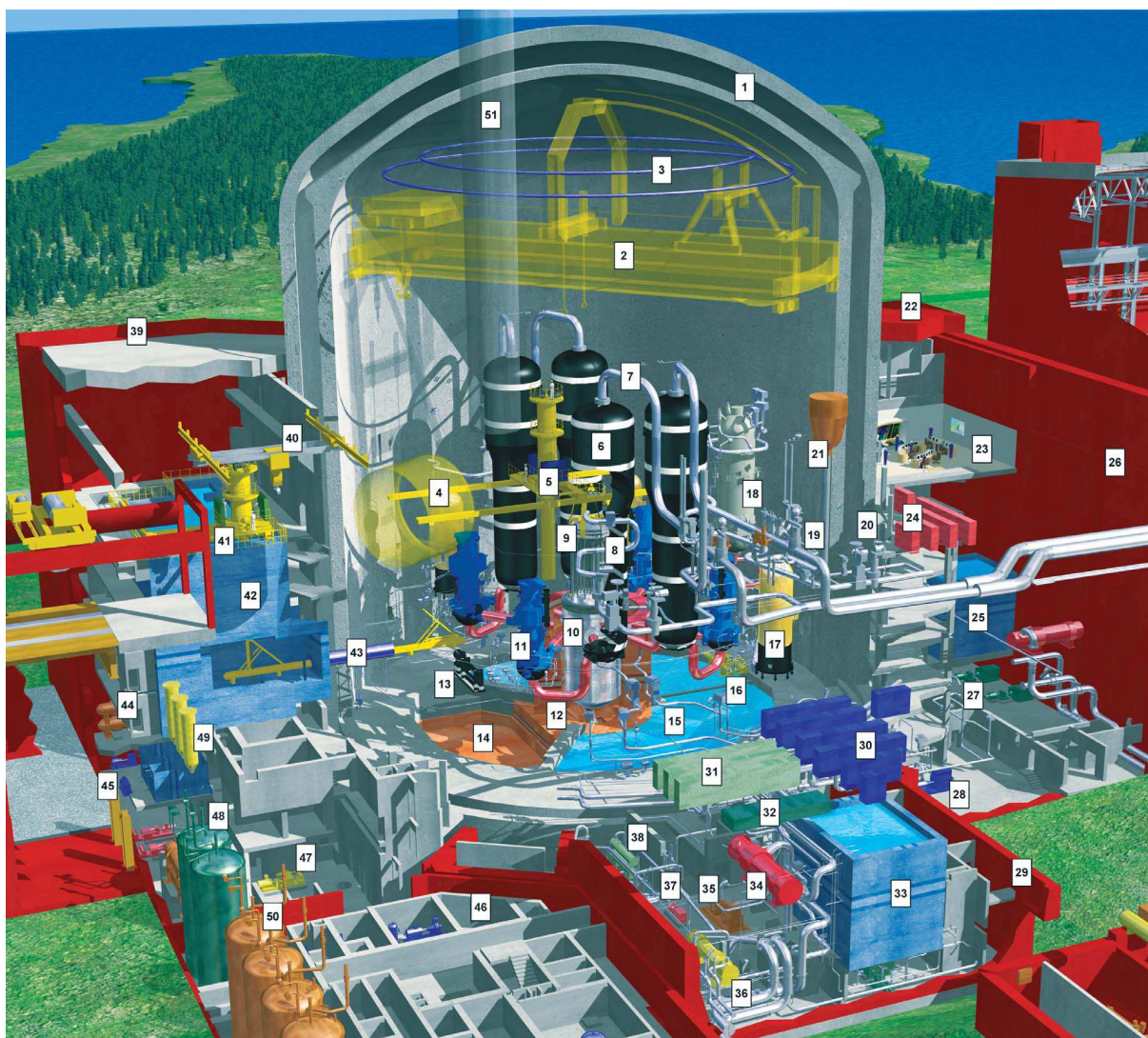
- 17 % úspora na spotřebě paliva na MWh
- 15 % redukce tvorby minoritních aktinoidů s dlouhým poločasem rozpadu (Am, Cu, Np)
- Velká flexibilita pro využití pro využití paliva MOX

Obr. 4.3.2.1 Měřicí zařízení reaktoru EPR [38]

Část nukleárního ostrova, která zahrnuje provozní a bezpečnostní systémy reaktoru a jeho řízení, je rozdělena na sedm oddílů (spíše budov), jak ukazuje obr. 4.3.2.2.

1. Reactor building

První oddíl je tvořen kontejmentem a zařízeními v něm umístěnými. Jsou zde umístěny kromě reaktorové nádoby, parogenerátorů, hlavních cirkulačních čerpadel a kompenzátoru obejmu zařízení sloužící pro zajištění jaderné bezpečnosti. V horní části kontejmentu jsou umístěny sprchy pro odvod zbytkového tepla. Na potrubí primárního okruhu jsou napojeny hydroakumulátory. V prostoru pod reaktorovou nádobou se nachází bazén pro výměnu paliva (IRWST), který také slouží jako zdroj chladiva v případě havárie. Vedle bazénu je umístěn lapač roztavené aktivní zóny.



Obr. 4.3.2.2 3D model jaderné části JE s reaktorem EPR [38]

1 – Kontejment, vnitřní a vnější obálka

2 – Otočný jeřáb

3 – Sprchový systém odvodu tepla

4 – Prostup do kontejmentu používaný pro transport zařízení

5 – Zařízení na výměnu paliva

6 – Parogenerátor

7 – Hlavní parovod

8 – Potrubí napájecí vody

9 – Ovládání regulačních tyčí

10 – Reaktorová nádoba

11 – Hlavní cirkulační čerpadlo

12 – Potrubí od HCČ

13 – Tepelný výměník CVCS

14 – Nádrž pro zachycení roztavené AZ

15 – Nádrž na výměnu paliva

16 – Systém odvodu zbytkového tepla

17 – Hydroakumulátory

18 – Kompenzátor objemu

19 – Ventily hlavního parovodu

20 – Ventily potrubí napájecí vody

21 – Bezpečnostní systém hlavního parovodu, odlehčení

22 – Divize zajišťující bezpečnost – 2

23 – Blokova dozorna

24 – Místnost s počítači

25 – Nádrž s demineralizovanou vodou

26 – Divize zajišťující bezpečnost – 3

27 – Čerpadlo havarijního doplňování napájecí vody

28 – Středotlaké čerpadlo havarijního doplňování

29 – Divize zajišťující bezpečnost – 4

30 – Rozvodna

31 – Místnost I&C

32 – Místnost s akumulátorovými bateriemi

33 – Nádrž s demineralizovanou vodou

34 – Tepelný výměník CCWS

35 – Nízkotlaké čerpadlo havarijního doplňování

36 – Komponenty pro vyrovnávací nádrž

37 – Čerpadla systému pro odvod tepla

38 – Tepelné výměníky systému pro odvod tepla

39 – Budova pro výměnu paliva

40 – Jeřáb

41 – Most bazénu vyhořelého paliva

42 – Bazén vyhořelého paliva a pro výměnu paliva

43 – Potrubí pro transport paliva

44 – Chladič bazénu vyhořelého paliva

45 – Čerpadlo bazénu vyhořelého paliva

46 – Pomocné budovy

47 – Čerpadla CVCS

48 – Nádrž s kyselinou boritou

49 – Vymírací nádrže pro vyčištěné plynné odpady

50 – Nádrž s chladičem

51 – Větrací komín



2. Safeguard building, division 2

Druhý oddíl zabezpečuje bezpečné řízení systémů primárního a sekundárního okruhu. Obsahuje blokovou dozornu s místností, kde jsou umístěny počítače. Pod blokovou dozornou se nachází nádrž s demineralizovanou vodou.

3. Safeguard building, division 3

Třetí oddíl je vybaven systémy pro středotlaké havarijní doplňování a zařízeními pro havarijní doplňování napájecí vody.

4. Safeguard building, division 4

Čtvrtý oddíl zahrnuje zařízení pro poslední stupeň havarijního chlazení. Obsahuje nízkotlaká zařízení a zařízení pro odvod tepla. Ve čtvrtém oddílu jsou ještě umístěny diesel – generátory a akumulátorové baterie pro zajištění elektrického napájení aktivních bezpečnostních systému v případě station blackout.

5. Budova pro manipulaci s palivem

Pátý oddíl je tvořen systémy pro výměnu paliva. Obsahuje bazén pro vyhořelé palivo, bazén pro výměnu paliva a pomocné systémy určené pro výměnu paliva a vychlazení vyhořelého paliva. Pátý oddíl je s prvním oddílem spojen potrubím, kterým se vyhořelé a čerstvé palivo dopravuje z reaktorové nádoby do bazénu vyhořelého paliva a naopak.

6. Budova pomocných aktivních provozů

Posledním šestým oddílem je oddíl s pomocnými systémy. Jedná se o budovy, kde jsou umístěny zařízení pro chemickou kontrolu a dávkování chemikálií do potrubí primárního okruhu. Jsou zde nádrže s roztokem kyseliny borité a další chemikálie pro čištění vod primárního okruhu. Dominantou této části primárního okruhu je ventilační komín. [20], [38], [46]

Pozn.: safeguard budovy jsou 4 a je v nich vždy jedna z větví všech havarijních systémů, výčet je pouze vysvětlení k obrázku.

4.3.3 Základní bezpečnostní systémy EPR

Bezpečnostní systémy projektu EPR jsou založeny na principu zajištění požadované úrovně bezpečnosti za všech podmínek a stavů (normální, abnormální, havarijní provozní stavy) a zabránění vzniku (resp. snížení pravděpodobnosti vzniku) těžkých nadprojektových havárií.

Tyto principy jsou následující:

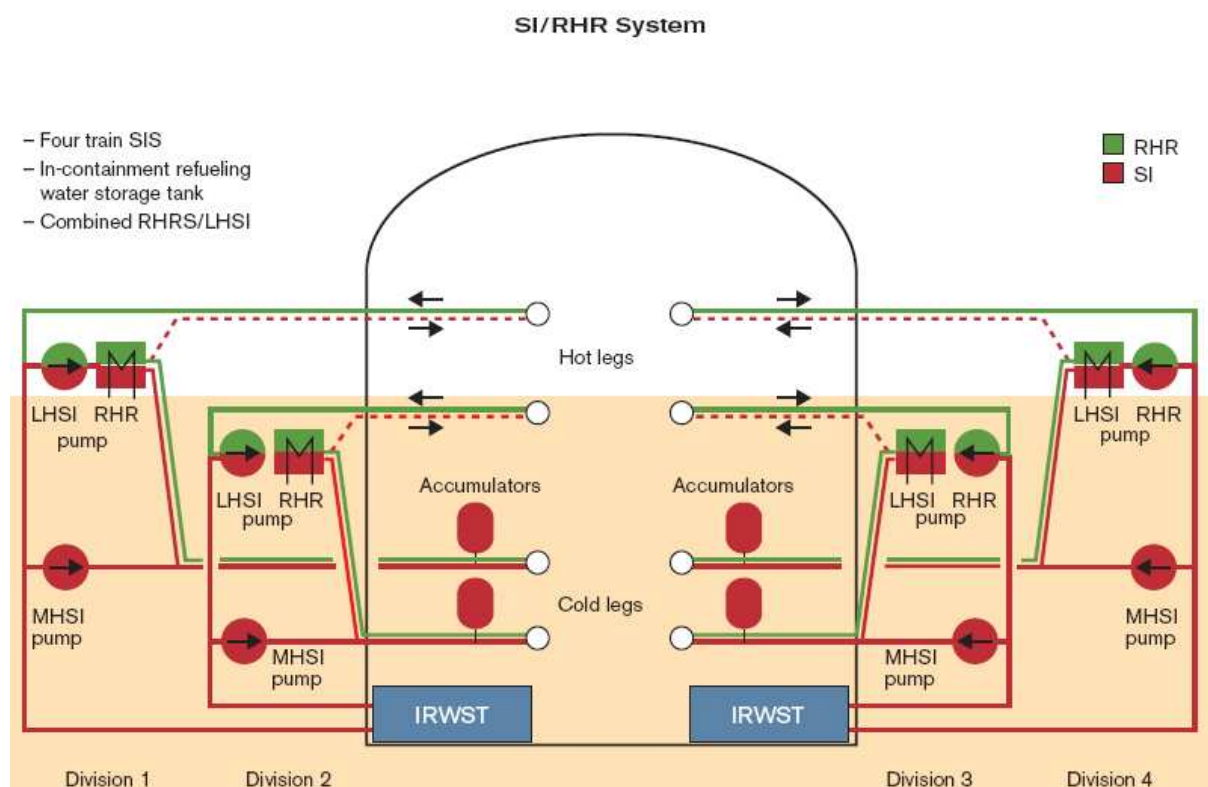
- Zjednodušení bezpečnostních systémů
- Redundance subsystémů bezpečnostních systémů (4x100 %)

- Konstrukční oddělení těchto subsystémů
- Nezávislost bezpečnostních systémů

Bezpečnostní systémy projektu EPR jsou především aktivní bezpečnostní systémy. Mezi hlavní aktivní bezpečnostní systémy projektu EPR patří:

- Systém havarijního doplňování, systém odvodu zbytkového tepla
- Systém havarijního napájení parogenerátorů
- Systém odvodu zbytkového tepla z kontejmentu
- Lapač roztavené aktivní zóny
- Ostatní bezpečnostní systémy

Systém havarijního doplňování, systém odvodu zbytkového tepla



Obr. 4.3.3.1 Systém havarijního doplňování a odvodu zbytkového tepla [38]

Na obr. 4.3.3.1 je zobrazen systém havarijního doplňování a odvodu zbytkového tepla. Systémy jsou rozděleny do čtyř divizí, které jsou na sobě nezávislé. Za všimnutí stojí jejich umístění mimo kontejment a také, že jsou umístěny každá v jiné budově. Je to z důvodu vnější havárie, aby nedošlo ke zničení všech systémů najednou.

Systém havarijního doplňování zahrnuje systémy:

- Středotlaké havarijní doplňování

Středotlaké havarijní doplňování je napojeno na studené větve primárního okruhu a je aktivováno při tlaku menším jak 9,2 MPa. Systém lze použít i na vstřikování roztoku kyseliny borité pro redukci reaktivity.

- Hydroakumulátory

Hydroakumulátory, jejichž objem činí 50 m³, jsou připojeny na studené větve primárnímu okruhu a jsou aktivovány při tlaku menším jak 4,5 MPa.

- Nízkotlaké havarijní doplňování

Nízkotlaké havarijní doplňování je napojeno na studené větve primárního okruhu a je aktivováno při tlaku menším jak 2,1 MPa.

- Nádrž na výměnu paliva umístěnou v kontejmentu (IRWST)

IRWST je nádrž pro výměnu paliva a je umístěna ve spodní části kontejmentu vedle betonového základu pro reaktorovou nádobu. Při normálním provozu spočívá její hlavní funkce v poskytování zásoby vody pro výměnu paliva. Při havárii je důležitým zásobníkem bórové vody a zásobuje systém havarijního doplňování a systém odvodu tepla z kontejmentu (sprchový systém). Slouží rovněž k chlazení roztavené aktivní zóny v lapači roztavené aktivní zóny. [20], [38]

Projekt EPR nepočítá s vysokotlakým havarijním doplňováním, které je vyřešeno pomocí v sekundárním okruhu umístěné přepouštěcí stanice páry do atmosféry. Systémy středotlakého a nízkotlakého doplňování a hydroakumulátory jsou 4x100 % redundantní. Výhoda tkví v tom, že když například dojde k havárii typu malá LOCA a selže středotlaké doplňování, tak může být zastoupeno nízkotlakým doplňováním společně s doplňováním vody z hydroakumulátorů. Naopak výpadek nízkotlakého doplňování může být nahrazeno středotlakým doplňováním v kombinaci se systémem odvodu tepla z kontejmentu. [20], [38]

Systém odvodu zbytkového tepla:

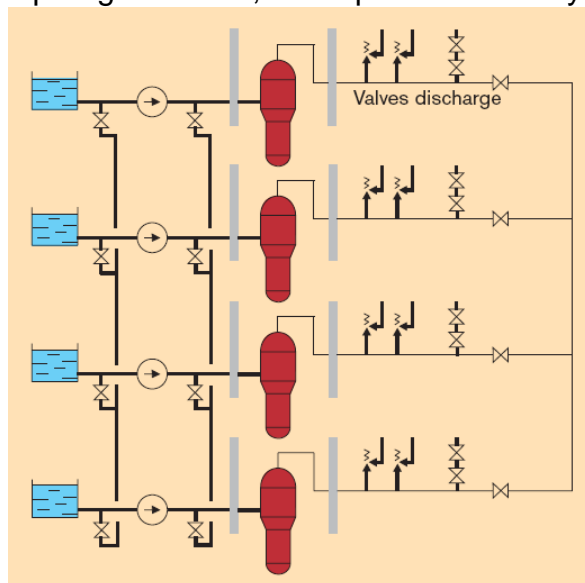
Systém odvodu zbytkového tepla tvoří čtyři nezávislé trasy a je aktivován v případě, že primární okruh nelze chladit pomocí parogenerátorů (jedná se kombinaci systémů nízkotlakého doplňování a odvodu zbytkového tepla, stejně jako v ETE a MIR-1200). V takovém případě je uvedeny v činnost čerpadla, která odvádí vodu z horké větve do výměníku tepla, kde se ochladí a následně vrátí do studené větve.

Za normálního provozního stavu zajišťuje systém odvod zbytkového tepla tyto činnosti:

- přestup tepla mezi smyčkami a parogenerátorem není efektivní (teplota vody v primárním okruhu je menší než 120 °C)
- odvod tepla během pravidelné odstávky pro výměnu paliva (teplota chladicího média musí být pod 50 °C. [20], [38])

Systém havarijního napájení parogenerátorů

Na obr. 4.3.3.2 je schematicky zobrazen havarijní systém napájení parogenerátorů. Konstrukce havarijního systému napájení parogenerátorů zaručuje plnění parogenerátorů chladícím médiem v případě, že není zajištěno napájení parogenerátorů běžnými systémy. Každý ze čtyř parogenerátorů má svůj systém havarijního napájení parogenerátorů, přičemž každá z těchto čtyř tras je napojena na vlastní nádrž s chladícím médiem. Navíc jsou trasy propojeny pro případ, kdy dojde k prasknutí trubky v jednom z parogenerátorů. V takovém případě je havarijní chlazení zajištěno pomocí zbylých tří parogenerátorů, přičemž je navýšen tlak v parogenerátoru, kde k prasknutí trubky došlo.



Obr. 4.3.3.2 Systém havarijního napájení parogenerátorů [38]

Havarijní systém doplňování parogenerátorů je v provozu pouze při abnormálních a havarijních provozních stavech. Systém pracuje při všech havarijních stavech až na havárii typu velká LOCA, kdy funguje systém havarijního doplňování ve spolupráci s odvodem zbytkového tepla z kontejmentu. Při ostatních havarijních stavech pracuje systém do té doby, než v parogenerátoru teplota sytosti parovodní směsi klesne pod 150 °C a tlak sytosti parovodní směsi pod 6 MPa a dokud je funkčnost systému požadována systémem havarijního doplňování.

Přebytečné teplo v parogenerátoru je odváděno potrubím do přepouštěcí stanice a pomocí vypouštěcích armatur je pára vypuštěna do atmosféry či do

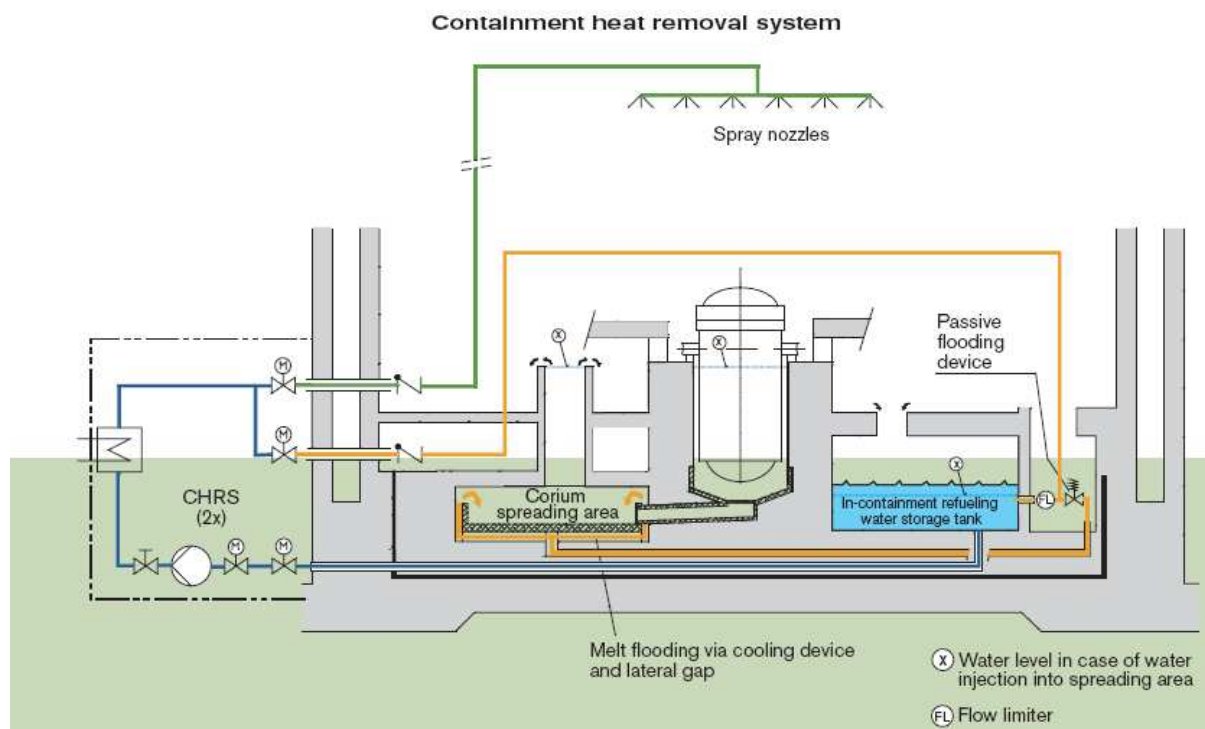
kondenzátoru. Přepouštěcí stanice je součástí sekundárního okruhu.

Dodání chladicího média je zajištěno pomocí čerpadel s elektromotory, přičemž dvě z čerpadel jsou napojena na menší diesel – generátory (pro případ station blackout). Díky tomu je minimalizována možnost výpadku některé ze čtyř tras. [20], [38]

Systém odvodu zbytkového tepla z kontejmentu

Princip odvodu zbytkového tepla z kontejmentu je zobrazen na obr. 4.3.3.3. Odvod zbytkového tepla z kontejmentu je zajištěn sprchovým systémem. Sprchový systém slouží jako ochrana před ztrátou integrity kontejmentu v případě navýšení tlaku a

teploty nad projektový tlak a teplotu. Sprchový systém je dvoutráťový. Chladicí médium proudí z IRWST a přes čerpadlo proudí do výměníku tepla, kde je ochlazen. Následně je potrubí rozděleno. Jedno potrubí vede ke sprchovým systémům, druhé pak dodává chladivo pro chlazení lapače roztavené aktivní zóny. Obě tratě jsou v provozu dle typu havárie a mohou být otevřeny i obě současně (těžká havárie s tavením paliva). Pro udržení funkce kontejmentu není sprchový systém vyžadován. Chladicí médium, které je rozstříkáno ze sprchového systému, poté stéká po stěnách kontejmentu zpět do IRWST. [20], [38]



Obr. 4.3.3.3 Schéma odvodu zbytkového tepla z kontejmentu a chlazení roztavené aktivní zóny [38]

Lapač roztavené aktivní zóny

Obdobně jako projekt MIR-1200 obsahuje projekt EPR lapač roztavené aktivní zóny. U projektu EPR je lapač roztavené aktivní zóny nádrž o objemu 170 m³, která bezpečně zajišťuje zadržení roztavené aktivní zóny. Zároveň je zaručeno efektivní chlazení taveniny.

Jakmile tavící se aktivní zóna protaví dno reaktorové nádoby je tavenina zadržena v prostoru šachty reaktoru. Šachta reaktoru je s lapačem propojena kanálem. Na dně šachty, kde se nachází vstup do kanálu, je umístěna ocelová přepážka. Umístění ocelové přepážky je výhodné z důvodu, aby roztavená aktivní zóna netuhla ve spojovacím kanále a tím pádem ho neucpala. Jakmile dojde k protavení ocelové přepážky, teče roztavená aktivní zóna směrem do lapače. Současně s roztavením ocelové přepážky dojde k zaplnění lapače chladicí vodou z IRWST. Chlazení lapače a taveniny v něm umístěné je zřejmé z obr. 4.3.3.3.

Účinnost systému zaručuje stabilizaci roztavené aktivní zóny během několika hodin a jeho ztuhnutí během několika dní.

Ostatní bezpečnostní systémy

Projekt EPR obsahuje další zařízení sloužící k bezpečnému provozu jaderné elektrárny. Mezi takové zařízení patří systém extra dávkování roztoku kyseliny borité. Jeho hlavním úkolem je udržování bezpečného množství kyseliny borité v okruhu pro bezpečné odstavení jaderného reaktoru. Systém se skládá ze dvou na sobě nezávislých tratí, které jsou schopny zajišťovat požadovanou koncentraci kyseliny borité.

Systém CCWS zajišťuje odvod tepla ze systému havarijního doplňování, systému odvodu zbytkového tepla, z bazénu vyhořelého paliva do nádrží ESWS. Dále dvěma nezávislými trasami dodává chladicí médium systému odvodu zbytkového tepla z kontejmentu. Systém CCWS je 4x100 % redundantní.

Systém ESWS je systém pro chlazení tepelných výměníků systému CCWS. Systém ESWS pracuje jak za normálního provozu tak za abnormálních a havarijních stavů. Systém je čtyřtrátový, tedy 4x100 % redundantní. Navíc EPR obsahuje dvě trasy určené pro zmírňování případné těžké havárie (UCWS).

V kontejmentu jsou umístěny katalytické rekombinátory pro odstranění vodíku z atmosféry v kontejmentu, respektive pro snížení jeho koncentrace pod 10 %. Katalytické rekombinátory použité v projektu EPR jsou podobné konstrukce a funkce jako u MIR-1200.

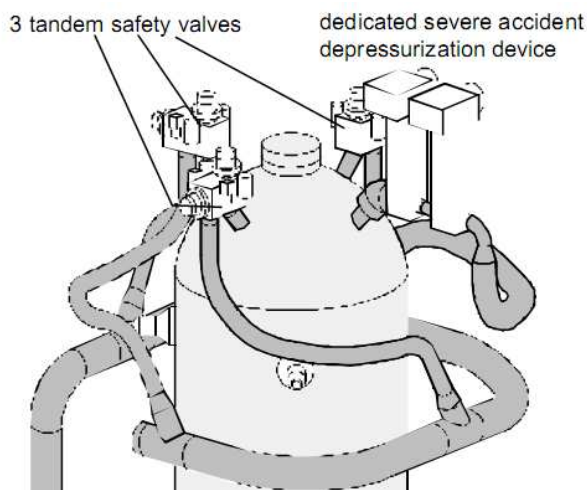
Projekt EPR je navíc vybaven zařízeními, které brání roztavení aktivní zóny při vysokém tlaku. Těmito zařízeními jsou speciální odtlačovací armaturami, které jsou schopny zajistit rychlou dekompresi. Kapacita armatur je dostatečná pro primární odtlačování o několik barů. Tyto armatury jsou otevřeny operátorem a po jejich otevření zůstávají otevřeny. [38]

4.3.4 Filosofie řešení těžkých havárií

Projekt EPR definuje jako nejtěžší havárie následující dva typy havárií:

- Havárie typu tavení aktivní zóny (těžká havárie)
- Havárie typu LOCA (projektová havárie)

Havárie typu tavení aktivní zóny



Obr. 4.3.4.1 Systém odtlačování primárního okruhu EPR pro případ havárie s tavením aktivní zóny [39]

Havárie typu aktivní zóny je řešeno pomocí lapače roztavené aktivní zóny. Roztavená aktivní zóna protaví dno reaktorové nádoby a dostane se do prostoru šachty reaktoru (suchý bazén). Na dně reaktorové šachty je ocelová přepážka, která brání vstupu taveniny do kanálu, který spojuje reaktorovou šachtu a lapač roztavené aktivní zóny. Pokud by zde ocelová přepážka nebyla umístěna, hrozilo by při průchodu taveniny kanálem tuhnutí taveniny na stěnách kanálu. Tím, že se po určitý časový úsek tavenina zastaví na dně

šachty reaktoru, dojde k nahromadění taveniny a po protavení ocelové přepážky k rychlému přesunu do lapače roztavené aktivní zóny. Celý tento proces se děje přirozenými silami pomocí gravitace. Jakmile tavenina vteče do lapače roztavené aktivní zóny, pouští se gravitačně chladicí médium z IRWST. Chladicí médium protéká kanály umístěnými ve spodní části lapače a následně zalévá taveninu. Chladicí médium z IRWST je z bazénu nasáváno přes systém odvodu zbytkového tepla z kontejmentu, který je 2x50 % redundantní. Současně s chlazením taveniny v lapači je uveden v činnost systém odvodu zbytkového tepla z kontejmentu (sprchový systém).

Vznikající páry z roztavené aktivní zóny jsou odváděny do tepelných výměníků systému CCWS, kde jsou ochlazeny a kondenzát je odveden zpět do IRWST.

Pro zabránění protavení reaktorové nádoby za vysokého tlaku je primární okruh vybaven speciálními ventily (obr. 4.3.4.1). Tyto ventily jsou umístěny na kompenzátoru objemu v počtu tří kusů. [20], [38], [39]

Havárie typu LOCA

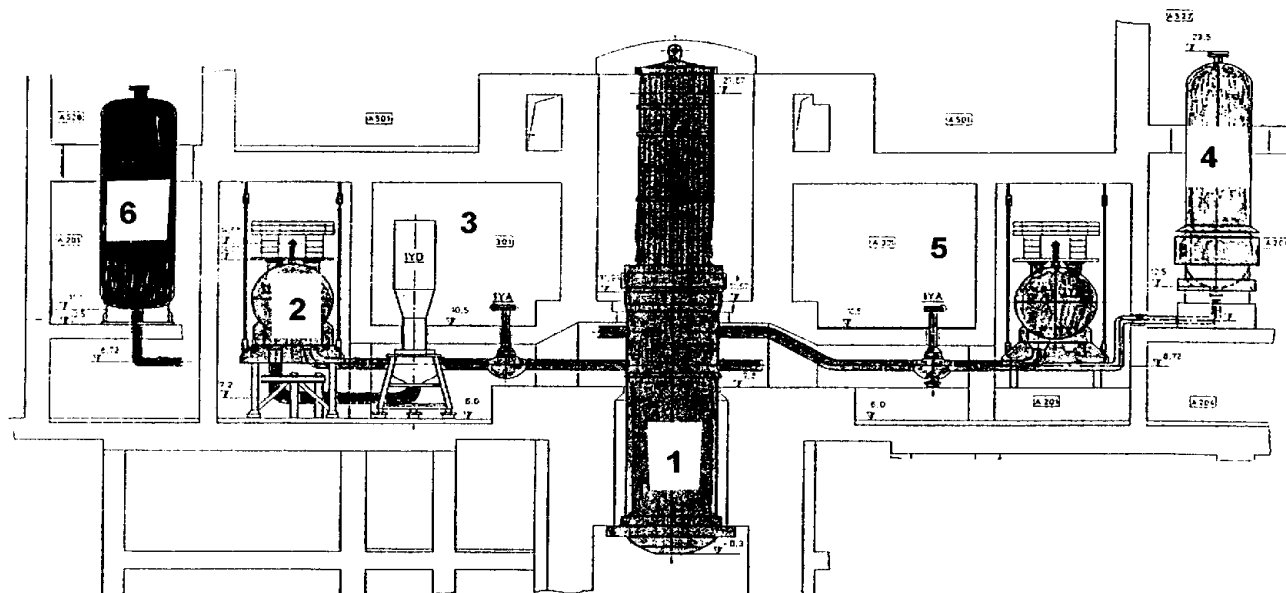
V případě, že dojde k havárii typu LOCA, řeší tuto situaci projekt EPR podobným způsobem jako projekt MIR-1200. Jakmile dojde k prasknutí potrubí, sníží se rapidně tlak o několik MPa, přičemž chladicí médium stříkající z primárního potrubí se mění okamžitě na páru. V tomto okamžiku se začne snižovat hladina v kompenzátoru objemu, aby bylo zajištěna dodávka chladiva do aktivní zóny. Následuje odstavení reaktoru a turbíny. Dále je nutné snížit průtok napájecí vody do parogenerátoru tím, že jsou uzavřeny hlavní napájecí hlavy. Parogenerátor je pak napájen přes menší řízené armatury. Systém napájení parogenerátoru je pojištěn pomocným a havarijním napájením parogenerátoru pro případ, že selže napájení hlavní. Během všech těchto činností se nadále snižuje hladina v kompenzátoru objemu a zároveň se zapojuje středotlaké a nízkotlaké havarijní doplňování. Nízkotlaké havarijní doplňování doplňuje chladicí médium do recirkulační smyčky. Pro spuštění středotlakého systému je nutné odtlakovat primární okruh. To se provádí pomocí přepouštěcí stanice do atmosféry v sekundárním okruhu. V této stanici jsou umístěny vypouštěcí armatury, přes které uniká přebytečné teplo z parogenerátoru, čímž se snižuje i tlak v parogenerátoru. Díky této přepouštěcí stanici není nutné mít v systému vysokotlaké doplňování. Tlak se dále snižuje až na hodnoty, kdy je možné využít hydroakumulátory a nízkotlaké havarijní doplňování. Současně jsou aktivovány sprchové systémy pro odvod zbytkového tepla z kontejmentu a rekombinátory vodíku. [20], [38]

5 VÝVOJ DESIGNU A BEZPEČNOSTNÍCH SYSTÉMŮ U REAKTORŮ 3. GENERACE

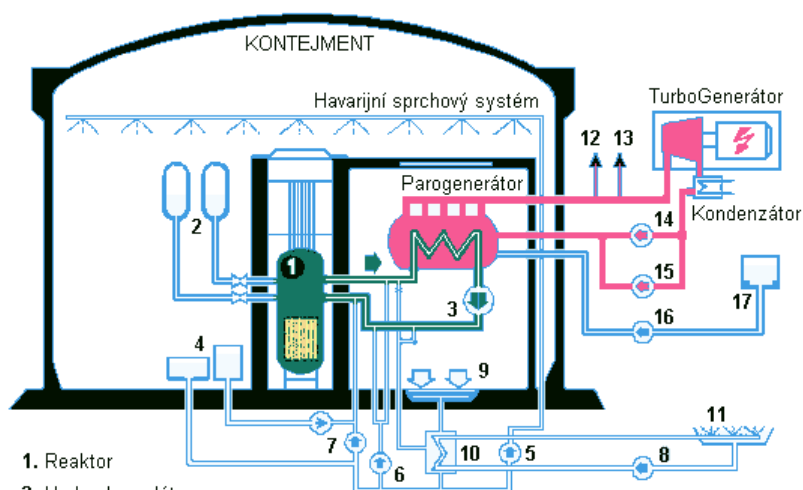
V této kapitole bude zahrnuto porovnání dříve popsaných jaderných reaktorů generace III+ s vybranými reaktory generace II. Jelikož popsané jaderné reaktory AP1000, MIR-1200 a EPR jsou uvažovány v případě dostavby jaderné elektrárny Temelín (ETE 3+4), srovnání bude provedeno s jaderným reaktorem typu VVER 1000 (ETE) a VVER 440 (EDU), které jsou provozovány v České republice. V této kapitole se jedná o osobní pohled autora na problematiku vývoje designu a

bezpečnostních systémů generace II a III+. Porovnání vývoje je provedeno pomocí přehledných tabulek.

Zvětšené obrázky použité v tabulce:



- 1 - Reaktor
- 2 - Parogenerátor
- 3 - Hlavní cirkulační čerpadlo
- 4 - Kompenzátor objemu
- 5 - Hlavní uzavírací armatura
- 6 - Hydroakumulátory (tlakové zásobníky) pasivního havarijního systému



- 1. Reaktor
- 2. Hydroakumulátory
- 3. Hlavní cirkulační čerpadlo
- 4. Nádrže koncentráту bóru
- 5. Sprchové čerpadlo (3x100 %)
- 6. Nízkotlaké doplňovací čerpadlo
- 7. Vysokotlaká vstřiková čerpadla (600 %)
- 8. Čerpadlo technické vody (300 %)
- 9. Nádrž havarijní zásoby H_3BO_3
- 10. Chladič systému normálního a havarijního dochlazování (300 %)
- 11. Bazény rozstřiku technické vody
- 12. Pojistovací ventil parogenerátorů
- 13. Přepouštěcí stanice do atmosféry
- 14. Turbonapájecí čerpadla (150 %)
- 15. Pomocná napájecí čerpadla
- 16. Havarijní doplňovací čerpadla
- 17. Nádrž demineralizované vody

Obr. 5.1.1 Primární okruh EDU (nahore) a primární okruh ETE (nalevo) [27], [40]

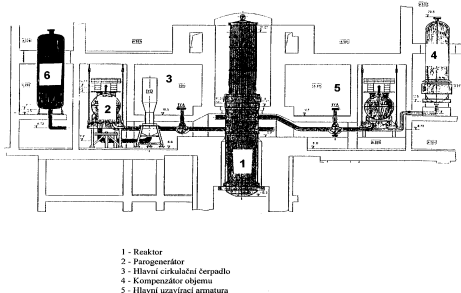
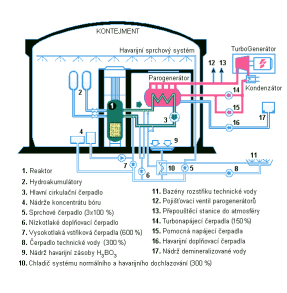
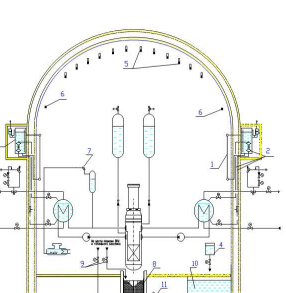
5.1 Vývoj designu a bezpečnostních systémů AP1000

	VVER 440	VVER 1000	AP 1000
	<p>1 - Reaktor 2 - Parogenerátor 3 - Hlavní cirkulační čerpadlo 4 - Kompenzátor objemu 5 - Hlavní uzavírací armatury 6 - Hydroakumulátory (tlakové zásobníky) pasivního havarijního systému</p>	<p>1. Reaktor 2. Hydroakumulátor 3. Hlavní cirkulační čerpadlo 4. Nádrže konvenčního zásob 5. Sprchové čerpadlo (3x100 %) 6. Nízkotlaké doplňovací čerpadlo 7. Vysokotlaké vakuové čerpadlo (500 %) 8. Čerpadlo technické vody (300 %) 9. Nádrž havarijní zálohy H₂O₂ 10. Chladič systému normalního a havarijního dohřevu (300 %) 11. Dvojitý rozvaděč technické vody 12. Regulovací ventily parogenerátorů 13. Přepouštěcí stanice do atmosféry 14. Turbopumpy čerpadla (100 %) 15. Pomocná napájecí čerpadla 16. Havarijní doplňovací čerpadla 17. Nádrž demineralizované vody</p>	<p>Natural convection air discharge Gravity drain water tank Water film evaporation Outside cooling air intake Steel Containment Vessel Air Baffle Automatic Depressurization System Refueling Water Storage Tank Gravity Feed Internal condensation and natural recirculation 2 Core Makeup Tanks, Driven By Cold Leg Conditions 2 Accumulator Tanks, Driven By Gas Pressure</p>
Základní technické parametry			
Elektrický výkon bloku	440 MWe (po modernizaci 500 MWe)	981 MWe	1117 MWe
Tepelný výkon reaktoru	1375 MWt	3000 MWt	3400 MWt
Počet palivových souborů	312	163	157
Obohacení paliva	max. 5 %	max. 4 %	4,95%
Počet chladících smyček	6	4	2
Počet parogenerátorů na výrobní blok	6	4	2
Počet turbosoustrojí na výrobní blok	2 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 2 nízkotlakých dílů)	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 3 nízkotlakých dílů)	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 3 nízkotlakých dílů)
Životnost	30 let	40 let	60 let
Základní bezpečnostní data			
Certifikace	-	-	EUR, USNRC
PSA (CDF)	$4,32 \times 10^{-5}$	$3,32 \times 10^{-5}$	5×10^{-7}
PSA (LFR)	$1,6 \times 10^{-6}$	$4,4 \times 10^{-6}$	6×10^{-8}
Základní bezpečnostní systémy			
Kontejment	Nemá plnotlaký (primární okruh napojen na vakuobarbotážní systém)	Kontejment (vnitřní část opatřena ocelovou výstelkou)	Dvojitý kontejment (vnitřní z ocelových plátů, vnější z železobetonu)
Odvod tepla z kontejmentu	Sprchový systém a nízkotlaký systém doplňování - obojí se chladí přes TVD + vakuobarbotážní systém (aktivní + pasivní)	Sprchové systémy a nízkotlaký systém doplňování (obojí se chladí přes TVD), (aktivní)	Přirozená cirkulace vzduchu v mezeře mezi vnější a vnitřní ochrannou obálkou + sprchování vnitřní obálky pomocí vody z nádrží umístěných na střeše kontejmentu (pasivní)
Odvod tepla z aktivní zóny	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování (aktivní), hydroakumulátory (pasivní)	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování (aktivní), hydroakumulátory	Pasivní systémy pro odvod tepla – vysokotlaké, středotlaké a nízkotlaké systémy,



		(pasivní)	IRWST
Zajištění elektrického napájení (havarijní diesel-generátory)	2x100 % (2x2,8 MW)	3x100 % (3x6,3 MW)	2x100 % (2x4 MW) – klasifikovány jako nebezpečnostní! (nejsou potřeba)
Systém kontroly a řízení	Analogový (po modernizaci digitální)	Analogově digitální (po modernizaci digitální)	Digitální
Princip řešení havárií			
Tavení aktivní zóny	Neřeší Rekombinátory vodíku má	Neřeší Rekombinátory vodíku má	Zadržení taveniny v reaktorové nádobě a chlazení reaktorové nádoby z IRWST, vnější chlazení vnitřního kontejmentu, rekombinátory vodíku a spalovače
LOCA	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování, hydroakumulátory, sprchovací systémy, vakuobarbotážní systém	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování, hydroakumulátory, sprchovací systémy,	Skrze pasivní systémy – vysokotlaké, středotlaké a nízkotlaké doplňování, pasivní systém odvodu zbytkového tepla, čtyřstupňový odtahovací systém, vnější chlazení vnitřního kontejmentu, rekombinátory vodíku

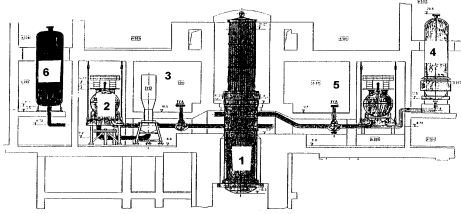
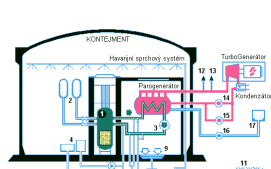
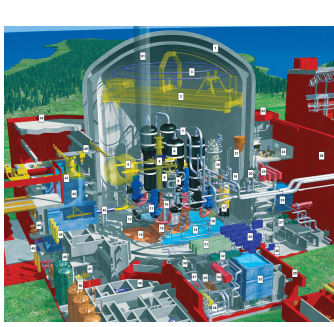
5.2 Vývoj designu a bezpečnostních systémů MIR 1200

	VVER 440	VVER 1000	MIR 1200
	 <p>1 - Reaktor 2 - Parogenerátor 3 - Hlavní cirkulační čerpadlo 4 - Kompenzátor objemu 5 - Hlavní uzavírací armatury 6 - Hydroakumulátory (tlakové zásobníky) pasivního havarijního systému</p>	 <p>1. Reaktor 2. Hydroakumulátory 3. Hlavní cirkulační čerpadlo 4. Nádrž konvenčního bzu 5. Sprchové čerpadlo (3x100 %) 6. Nízko tlaké doplňovací čerpadlo 7. Vysokotlaké a vysokotlaké čerpadlo (300 %) 8. Čerpadlo technické vody (300 %) 9. Nádrž havarijní zásady NaOH 10. Chladicí systémy normálního a havarijního doobčazení (300 %) 11. Elektrický rozvaděč technické vody 12. Přípojovací ventily parogenerátorů 13. Připojovací stanice do atmosféry 14. Turbomagnetické čerpadlo (100 %) 15. Pomocná napájecí čerpadla 16. Havarijní doplňovací čerpadla 17. Nádrž demineralizované vody</p>	
Základní technické parametry			
Elektrický výkon bloku	440 MWe (po modernizaci 500 MWe)	981 MWe	1160MWe
Tepelný výkon reaktoru	1375 MWt	3000 MWt	3200MWt
Počet palivových souborů	312	163	163
Obohacení paliva	max. 5 %	max. 4 %	4,79%
Počet chladicích smyček	6	4	4
Počet parogenerátorů na výrobní blok	6	4	4
Počet turbosoustrojí na výrobní blok	2 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 2 nízkotlakých dílů)	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 3 nízkotlakých dílů)	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 4 nízkotlakých dílů)
Životnost	30 let	40 let	60 let
Základní bezpečnostní data			
Certifikace	-	-	EUR
PSA (CDF)	$4,32 \times 10^{-5}$	$3,32 \times 10^{-5}$	$5,94 \times 10^{-7}$
PSA (LFR)	$1,6 \times 10^{-6}$	$4,4 \times 10^{-6}$	$1,8 \times 10^{-8}$
Základní bezpečnostní systémy			
Kontejnment	Nemá plnotlaký (primární okruh napojen na vakuobarbotážní systém)	Kontejnment (vnitřní část opatřena ocelovou výstelkou)	Dvojitý kontejnment primární z předepjatého, sekundární z železobetonu (vnitřní část vnitřní obálky opatřena ocelovou výstelkou)
Odvod tepla z kontejmentu	Sprchový systém a nízkotlaký systém doplňování - obojí se chladí přes TVD + vakuobarbotážní systém (aktivní + pasivní)	Sprchové systémy a nízkotlaký systém doplňování (obojí se chladí přes TVD), (aktivní)	Skrze tepelné výměníky umístěné v horní části kontejmentu (pasivní systém) primárně skrze sprchy a nízkotlaký systém (přes vložený okruh a TVD)
Odvod tepla z aktivní zóny	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování (aktivní), hydroakumulátory (pasivní)	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování	Systémy vysokotlakého a nízkotlakého havarijního



		(aktivní), hydroakumulátory (pasivní)	doplňování (aktivní), hydroakumulátory (pasivní), pasivní systém odvodu zbytkového tepla z parogenerátoru
Zajištění elektrického napájení (havarijní diesel – generátory)	2x100 % (2x2,8 MW)	3x100 % (3x6,3 MW)	4x100 % (4x6 MW)
Systém kontroly a řízení	Analogový (po modernizaci digitální)	Analogově digitální (po modernizaci digitální)	Digitální
Princip řešení havárií			
Tavení aktivní zóny	Neřeší Rekombinátory vodíku má	Neřeší Rekombinátory vodíku má	Zadržení taveniny v lapači, chlazení taveniny pomocí tepelného výměníku umístěného v lapači. Sprchování taveniny vodou z kontrolních šachet reaktoru, rekombinátory vodíku, pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu
LOCA	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování, hydroakumulátory, sprchovací systémy, vakuobarbotážní systém	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování, hydroakumulátory, sprchovací systémy,	Systémy vysokotlakého a nízkotlakého doplňování, hydroakumulátory, pasivní systém odvodu tepla z parogenerátoru, rekombinátory vodíku, pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu

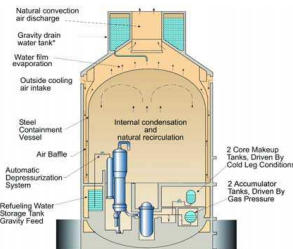
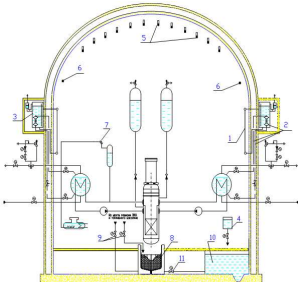
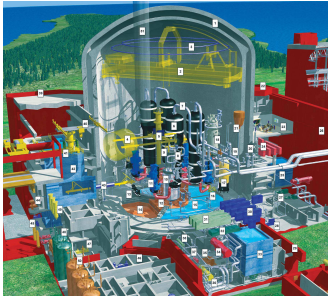
5.3 Vývoj designu a bezpečnostních systémů EPR

	VVER 440	VVER 1000	EPR
	 <p>1 - Reaktor 2 - Parogenerátor 3 - Hlavní cirkulační čerpadlo 4 - Kompenzátor objemu 5 - Hlavní uzavírací armatura 6 - Hydroakumulátory (tlakové zásobníky) pasivního havarijního systému</p>	 <p>1. Reaktor 2. Hydroakumulátory 3. Hlavní cirkulační čerpadlo 4. Nádrž koncentrátního roztoku 5. Sprchovací čerpadlo (100%) 6. Nízko tlakové doplňovací čerpadlo 7. Vysokotlaká vstříkací čerpadla (500%) 8. Čerpadlo technické vody (330%) 9. Nádrž havarijní zásoby H_2BO_3 10. Chladič systému normálního a havarijního chlazení (100%) 11. Bazénový rozstřik technické vody 12. Pufřovací ventily parogenerátorů 13. Přepouštěcí stanice do atmosféry 14. Turbogenerátor (čerpadla 150%) 15. Pomocná napájecí čerpadla 16. Havarijní doplňovací čerpadla 17. Nádrž demineralizované vody</p>	
Základní technické parametry			
Elektrický výkon bloku	440 MWe (po modernizaci 500 MWe)	981 MWe	1600 – 1700 MWe
Tepelný výkon reaktoru	1375 MWt	3000 MWt	4500 MWt
Počet palivových souborů	312	163	241
Obohacení paliva	max. 5 %	max. 4 %	max. 5 %
Počet chladících smyček	6	4	4
Počet parogenerátorů na výrobní blok	6	4	4
Počet turbosoustrojí na výrobní blok	2 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 2 nízkotlakých dílů)	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 3 nízkotlakých dílů)	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 3 nízkotlakých dílů)
Životnost	30 let	40 let	60 let
Základní bezpečnostní data			
Certifikace	-	-	EUR
PSA (CDF)	$4,32 \times 10^{-5}$	$3,32 \times 10^{-5}$	$> 5,3 \times 10^{-7}$
PSA (LFR)	$1,6 \times 10^{-6}$	$4,4 \times 10^{-6}$	$> 2,7 \times 10^{-8}$
Základní bezpečnostní systémy			
Kontejment	Nemá plnotlaký (primární okruh napojen na vakuobarbotážní systém)	Kontejment (vnitřní část opatřena ocelovou výstelkou)	Dvojitá ochranná obálka primární z předepjatého, sekundární z železobetonu (vnitřní část vnitřní obálky opatřena ocelovou výstelkou)
Odvod tepla z kontejmentu	Sprchový systém a nízkotlaký systém doplňování - obojí se chladí přes TVD + vakuobarbotážní systém (aktivní + pasivní)	Sprchové systémy a nízkotlaký systém doplňování (obojí se chladí přes TVD), (aktivní)	Primárně skrze nízkotlaký systém, v případě těžké havárie i přes sprchovací systém (CHRS), který je zásoben vodou z IRWST (aktivní)
Odvod tepla z aktivní zóny	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování (aktivní), hydroakumulátory (pasivní)	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování	Středotlaký a nízkotlaký systém doplňování (aktivní),



		(aktivní), hydroakumulátory (pasivní)	hydroakumulátory (pasivní). Všechny systémy napájeny z IRWST pro těžké havárie systém CHRS
Zajištění elektrického napájení (havarijní diesel – generátory)	2x100 % (2x2,8 MW)	3x100 % (3x6,3 MW)	4x100 % (4x9,8 MW)
Systém kontroly a řízení	Analogový (po modernizaci digitální)	Analogově digitální (po modernizaci digitální)	Digitální
Princip řešení havárií			
Tavení aktivní zóny	Neřeší Rekombinátory vodíku má	Neřeší Rekombinátory vodíku má	Zadržení taveniny v lapači roztavené aktivní zóny, gravitační chlazení chladičím médiem z IRWST, sprchové systémy, rekombinátory vodíku
LOCA	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování, hydroakumulátory, sprchovací systémy, vakuobarbotážní systém	Vysokotlaké + nízkotlaké doplňování, hydroakumulátory, sprchovací systémy,	Středotlaké a nízkotlaké havarijní doplňování, hydroakumulátory, sprchové systémy, rekombinátory vodíku

5.4 Porovnání reaktorů generace III+

	AP1000	MIR-1200	EPR
			
Základní technické parametry			
Elektrický výkon bloku	1117 MWe	1160MWe	1600 – 1700 MWe
Tepelný výkon reaktoru	3400 MWt	3200MWt	4500 MWt
Počet palivových souborů	157	163	241
Obohacení paliva	4,95%	4,79%	max. 5 %
Počet chladících smyček	2	4	4
Počet parogenerátorů na výrobní blok	2	4	4
Počet turbosoustrojí na výrobní blok	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 3 nízkotlakých dílů)	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 4 nízkotlakých dílů)	1 (turbína je složena z 1 vysokotlakého dílu a 3 nízkotlakých dílů)
Životnost	60 let	60 let	60 let
Základní bezpečnostní data			
Certifikace	EUR, USNRC	EUR	EUR
PSA (CDF)	5×10^{-7}	$5,94 \times 10^{-7}$	$>5,3 \times 10^{-7}$
PSA (LFR)	6×10^{-8}	$1,8 \times 10^{-8}$	$>2,7 \times 10^{-8}$
Základní bezpečnostní systémy			
Kontejment	Dvojitý kontejment (vnitřní z ocelových plátů, vnější z železobetonu)	Dvojitý kontejment primární z předepjatého, sekundární z železobetonu (vnitřní část vnitřní obálky opatřena ocelovou výstelkou)	Dvojitá ochranná obálka primární z předepjatého, sekundární z železobetonu (vnitřní část vnitřní obálky opatřena ocelovou výstelkou)
Odvod tepla z kontejmentu	Přirozená cirkulace vzduchu v mezeře mezi vnější a vnitřní ochrannou obálkou + sprchování vnitřní obálky pomocí vody z nádrží umístěných na střeše kontejmentu (pasivní)	Skrze tepelné výměníky umístěné v horní části kontejmentu (pasivní systém) primárně skrze sprchy a nízkotlaký systém (přes vložený okruh a TVD)	Primárně skrze nízkotlaký systém, v případě těžké havárie i přes sprchovací systém (CHRS), který je zásoben vodou z IRWST (aktivní)



Odvod tepla z aktivní zóny	Pasivní systémy pro odvod tepla – vysokotlaké, středotlaké a nízkotlaké systémy, IRWST	Systémy vysokotlakého a nízkotlakého havarijního doplňování (aktivní), hydroakumulátory (pasivní), pasivní systém odvodu zbytkového tepla z parogenerátoru	Středotlaký a nízkotlaký systém doplňování (aktivní), hydroakumulátory (pasivní). Všechny systémy napájeny z IRWST pro těžké havárie systém CHRS
Zajištění elektrického napájení (havarijní diesel – generátory)	2x100 % (2x4 MW) – klasifikovány jako nebezpečnostní! (nejsou potřeba)	4x100 % (4x6 MW)	4x100 % (4x9,8 MW)
Systém kontroly a řízení	Digitální	Digitální	Digitální
Princip řešení havárií			
Tavení aktivní zóny	Zadržení taveniny v reaktorové nádobě a chlazení reaktorové nádoby z IRWST, vnější chlazení vnitřního kontejmentu, rekombinátory vodíku a spalovače	Zadržení taveniny v lapači, chlazení taveniny pomocí tepelného výměníku umístěného v lapači. Sprchování taveniny vodou z kontrolních šachet reaktoru, rekombinátory vodíku, pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu	Zadržení taveniny v lapači roztavené aktivní zóny, gravitační chlazení chladicím médiem z IRWST, sprchové systémy, rekombinátory vodíku
LOCA	Skrze pasivní systémy – vysokotlaké, středotlaké a nízkotlaké doplňování, pasivní systém odvodu zbytkového tepla, čtyřstupňový odtlakovací systém, vnější chlazení vnitřního kontejmentu, rekombinátory vodíku	Systémy vysokotlakého a nízkotlakého doplňování, hydroakumulátory, pasivní systém odvodu tepla z parogenerátoru, rekombinátory vodíku, pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu	Středotlaké a nízkotlaké havarijní doplňování, hydroakumulátory, sprchové systémy, rekombinátory vodíku

6 ZÁVĚR

Přístupy zajištění jaderné bezpečnosti lze rozdělit na legislativní přístupy a technické přístupy. Legislativu týkající se jaderné bezpečnosti zajišťují mezinárodní instituce a státní dozorné orgány. Mezi mezinárodní instituce patří IAEA, WANO, WENRA, EUR. IAEA vydává základní dokumenty týkající se jaderné bezpečnosti a dokumenty s požadavky na současně provozované jaderné elektrárny. V rámci IAEA pracuje skupina INSAG. WANO je světová organizace, která sdružuje provozovatele jaderných elektráren. Prostřednictvím WANO si členové této organizace zprostředkovávají provozní zkušenosti. WENRA je organizace sdružující představitele dozorných orgánů států západní Evropy, které mají jaderný program. Organizace EUR stanovuje požadavky na nové jaderné bloky.

V České republice zajišťuje dozor nad jadernými zařízeními SÚJB a jeho působnost je dána zákonem č. 18/1997 Sb. Úřad vydává vyhlášky a požadavky na provozovatele jaderných zařízení a kontroluje plnění jeho požadavků. SÚJB se rovněž snaží implementovat požadavky mezinárodních institucí do svých vyhlášek a požadavků.

Technické přístupy k zajištění jaderné bezpečnosti zahrnují systémy, analýzy, opatření aj. Základním kamenem technických přístupů je ochrana do hloubky, která se skládá ze čtyř fyzických bariér a pěti úrovní ochrany. První tři úrovně se zabývají odchylkami od normálního provozu, abnormálním provozem a havarijními stavy. Zbývající dvě úrovně již omezováním a organizačními záležitostmi po projektové havárii.

Metody analýz jaderné bezpečnosti lze rozdělit na deterministické metody a pravděpodobnostní metody. Deterministické metody zahrnují inženýrské postupy (např. redundance, diverzita) s jejichž pomocí se analyzuje funkčnost naprojektovaného systému. Pravděpodobnostní metody analyzují riziko selhání systémů pomocí pravděpodobností vzniku iniciačních a následných událostí. Pravděpodobnost selhání se hodnotí pomocí např. stromu událostí či stromu poruch.

Technické prostředky k zajištění jaderné bezpečnosti lze rozdělit na pasivní a aktivní bezpečnostní systémy. Rozdíl spočívá především v tom, že aktivní systémy jsou závislé na elektrické energii, naopak hnacími silami pasivních systémů jsou přírodní síly.

Mezi reaktory vhodné pro dostavbu ETE 3+4 byly vybrány reaktory generace III+, konkrétně reaktory AP1000, MIR-1200 a EPR. Všechny projekty lze charakterizovat vývojovými pokroky především v oblasti zajištění jaderné bezpečnosti, přičemž každý projekt různě využívá technických prostředků k zajištění jaderné bezpečnosti. AP1000 je projekt, jehož bezpečnostní systémy jsou především pasivní. Pomocí pasivních bezpečnostních systémů řeší projekt AP1000 i těžké havárie. Jaderná bezpečnost projektu MIR-1200 je založena jak na pasivních tak na aktivních bezpečnostních systémech. Naopak jaderná bezpečnost projektu EPR je založena vesměs čistě na aktivních bezpečnostních systémech. Každý projekt řeší těžké havárie různě, ovšem všechny projekty dosáhly velice nízkých hodnot CDF a LRF při pravděpodobnostních analýzách.

Zároveň jsou všechny projekty certifikovány organizací EUR (AP1000 navíc vlastní certifikát US NRC) a tudíž splňují jeden ze základních požadavků na výstavbu nových jaderných bloků v České republice.

7 SEZNAM POUŽITÝCH ZDROJŮ

- [1] SÚJB – Úvod [online]. [cit. 2010-02-03].
Dostupné z: <http://www.sujb.cz/?c_id=116>
- [2] International Atomic Energy Agency (IAEA) [online] [cit. 2010-02-03]
Dostupné z: <<http://www.iaea.org/>>
- [3] WANO - World Association of Nuclear Operators - Home Page [online]. [cit. 2010-02-03]. Dostupné z: <<http://www.wano.org.uk/>>
- [4] TŮMA, Jan. *Bezpečnost jaderných elektráren*, 1998, roč.1., č.7, s.7.
- [5] WAGNER Vladimír. :: OSEL.CZ :: - *Reaktory III. generace* [online]. 2008, poslední revize 4.květen 2008 [cit. 2010-02-20].
Dostupné z: <<http://www.osel.cz/index.php?clanek=3531>>
- [6] WAGNER, Vladimír. :: OSEL.CZ :: - *Reaktory IV. generace* [online]. 2008, poslední revize 16.květen 2008 [cit. 2010-02-20].
Dostupné z: <<http://www.osel.cz/index.php?clanek=3568>>
- [7] LANGER, K. *Relation between physical barriers and levels of protection in depth* [online]. [cit. 2010-03-15].
Dostupné z: <<http://www.iaea.org/ns/nusafe/tutorial/design/defdep3.htm>>
- [8] AP1000 - Westinghouse Nuclear AP 1000 [online]. [cit. 2010-04-14].
Dostupné z: <https://www.ukap1000application.com/ap1000_at_a_glance.aspx>
- [9] *You can be sure ... if it's Westinghouse* [online]. [cit. 2008-04-14].
Dostupné z: <www.westinghousenuclear.com/docs/AP1000_brochure.pdf>
- [10] CUMMINS, W.E.; CORLETTI, M.M.; SCHULZ, T.L. *Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant* [online]. 2003, poslední revize 7.květen 2003 [cit. 2008-04-14]. Dostupné z:
<nuclearinfo.net/twiki/pub/Nuclearpower/WebHomeCostOfNuclearPower/AP1000Reactor.pdf>
- [11] WASH-1400 - *Wikipedia, the free encyclopedia* [online]. 2009, poslední revize 31.říjen 2009 [cit. 2010-03-15]. Dostupné z: <<http://en.wikipedia.org/wiki/WASH-1400>>
- [12] *Probabilistic risk assessment - Wikipedia, the free encyclopedia* [online]. 2010, poslední revize 26.únor 2010 [cit. 2010-03-15].
Dostupné z: <http://en.wikipedia.org/wiki/Probabilistic_risk_assessment>
- [13] CLEMENS, P.L. *Event Tree Analysis* [online]. 1990, poslední revize 06/1990 [cit. 2010-03-17]. Dostupné z: <<http://www.fault-tree.net/papers/clemens-event-tree.pdf>>

[14] *Event Tree Analysis* [online]. [cit. 2010-03-17].

Dostupné z: <<http://www.eventtreeanalysis.com/>>

[15] *Fault tree analysis - Wikipedia, the free encyclopedia* [online]. 2010, poslední revize 20.únor 2010 [cit. 2010-03-17].

Dostupné z: <http://en.wikipedia.org/wiki/Fault_tree_analysis>

[16] ČÁRSKÝ, Milan. *BOZP info - Prevence havarií* [online]. 2007, poslední revize 24.leden 2007 [cit. 2010-03-17]. Dostupné z:

<http://www.bozpinfo.cz/knihovnabozp/citarna/clanky/prevence_havarii/rizika_chem.html>

[17] *Citlivostní analýza* [online]. [cit. 2010-03-17].

Dostupné z: <http://dce.felk.cvut.cz/sri2/ss/citliv_anal.htm>

[18] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Bezpečnost jaderných elektráren I.* Praha, 1998. 12 přednášek pro 5. ročník – Teorie a technika jaderných reaktorů, zimní semestr 2004.

[19] *The European Utilities involved in the European Utility Requirements* [online]. [cit. 2010-02-07]. Dostupné z: <<http://www.europeanutilityrequirements.org/>>

[20] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *2. jaderná éra reaktory III. a IV. generace.* Praha, 2005. 71s., 44s. příloh. Podklad k přednášce „Jaderné reaktory“ pro 4.ročník specializace TTJR na ČVUT.

[21] CIESLAR, Stanislav. *Westinghouse představil odborné veřejnosti projekt AP1000* [online]. 2010, poslední revize 23.únor 2010 [cit. 2010-04-21].

Dostupné z: <<http://www.allforpower.cz/clanek/westinghouse-predstavil-odborne-verejnosti-projekt-ap1000/>>

[22] *3pól - Přirozená bezpečnost jaderných elektráren* [online]. 2006, poslední revize 27.duben 2006 [cit. 2010-03-25].

Dostupné z: <<http://www.tretipol.cz/448-prirozena-bezpecnost-jadernych-elektaren>>

[23] ALTSHULLER, A. *Saint Petersburg Institute "Atomenergoproekt"* [online]. [cit. 2010-04-26]. Dostupné z:

<http://www.reak.bme.hu/.../Atomstroyexport_03_SPbAEP_NPP-2006.pdf>

[24] ERMOLAEV, Vitaly. *Atomstroyexport* [online]. [cit. 2010-04-28].

Dostupné

z: <<http://www.atomeromu.hu/download/1675/AES%202006%20reaktor.pdf>> -

[25] *MIR -1200, projekt nejen pro Českou republiku* [online]. 2010, poslední revize 01/2010 [cit. 2010-04-28].

Dostupné z: <<http://www.allforpower.cz/UserFiles/files/2009/skodaJS.pdf>>

[26] *atomstroyexport.com New Clear Energy* [online]. [cit. 2010-04-28].

Dostupné z: <http://www.atomstroyexport.com/files/download/mir_eng.pdf>

- [27] Sborník přednášek pro LETNÍ UNIVERZITU. Dukovany (CZ): ČEZ, a.s., 2009
- [28] MATĚJKA, Karel; HEŘMANSKÝ, Bedřich; ZEMAN, Jaroslav. VÝVOJ POŽADAVKŮ NA BEZPEČNOST NOVÝCH JADERNÝCH REAKTORŮ [online]. [cit. 2010-02-14]. Dostupné z: <[http:// web.fel.zcu.cz/fel/kee/JE-nuclear/bezpecnost.pdf](http://web.fel.zcu.cz/fel/kee/JE-nuclear/bezpecnost.pdf)>
- [29] Primární a sekundární část JE DUKOVANY. Dukovany (CZ): ČEZ, a.s., 2009
- [30] Práce operátora blokové dozorny na JE Dukovany . Dukovany (CZ): ČEZ, a.s., 2009
- [31] Jaderná bezpečnost – Zpětná vazba z provozních zkušeností. Dukovany (CZ): ČEZ, a.s., 2009
- [32] Nové jaderné zdroje. Dukovany (CZ): ČEZ, a.s., 2009
- [33] *International Nuclear Safety Group* [online]. [cit. 2010-02-15]. Dostupné z: <<http://www-ns.iaea.org/committees/insag.asp>>
- [34] *NRC: Design Certification Applications for New Reactors* [online]. [cit. 2010-04-14]. Dostupné z: <<http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/ap1000.html>>
- [35] *Probabilistic Safety Assessment* [online]. [cit. 2010-03-10]. Dostupné z: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub916e_web.pdf>
- [36] *Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1* [online]. [cit. 2010-03-15]. Dostupné z: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P082_scr.pdf>
- [37] WAGNER Vladimír. :: OSEL.CZ :: - Nové reaktory pro Temelín [online]. 2009, poslední revize 13.listopad 2009 [cit. 2010-05-05]. Dostupné z: <<http://www.osel.cz/index.php?clanek=4716>>
- [38] *Areva EPR (.pdf) – Untitled* [online]. [cit. 2010-05-05]. Dostupné z: <http://www.areva-np.com/common/.../BROCHURE_EPR_US_2.pdf>
- [39] PLANK H., BITTERMANN D., BRETTSCUH W., EYINK J., FISCHER M., KRUGMANN U. *Severe Accident Management Measures for Future NPPs* [online]. [cit. 2010-05-12]. Dostupné z: <<http://sacre.web.psi.ch/ISAMM2009/oecd-sami2001/Papers/p20-Plank/SAM-Paper-b.pdf>>
- [40] *Jzed-ELE-jaderna* [online]. [cit. 2010-05-12]. Dostupné z: <http://ok1zed.sweb.cz/s/el_jaderna.htm>
- [41] *Technické provedení JE Temelín | Výroba elektřiny | Skupina ČEZ* [online]. [cit. 2010-05-12]. Dostupné z: <<http://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/jaderna-elektrarny-cez/ete/technologie-a-zabezpeceni/8.html>>

[42] *Skupina ČEZ* [online]. [cit. 2010-05-12].

Dostupné z:<<http://www.cez.cz/cs/uvod.html>>

[43] *WENRA* [online]. [cit. 2010-05-12]. Dostupné z:<

http://www.wenra.org/dynamaster/file_archive/080121/1c826cfa42946d3a01f5ee027825eed6/List_of_reference_levels_January_2008.pdf>

[44] *WESTINGHOUSE* [online]. [cit. 2010-05-12].

Dostupné z:<<http://www.westinghousenuclear.com>>

[45] *AP1000 - STEAM AND POWER CONVERSION* [online]. [cit. 2010-05-12].

Dostupné z:<https://www.ukap1000application.com/PDFDocs/European%20DCD%20EPS-GW-GL-700%20Rev%201_Public/EPS-GW-GL-700%20Rev%201%20Chapter%2010/EPS-GW-GL-700-Rev%201%20Chapter%2010%20Section%2010-1.pdf>

[46] *ČESKÁ NUKLEÁRNÍ SPOLEČNOST - EPR* [online]. [cit. 2010-05-12].

Dostupné z:< <http://www.csvts.cz/cns/news/041215e.htm>>



8 SEZNAM POUŽITÝCH ZKRATEK A SYMBOLŮ

g	[m/s ²] – gravitační zrychlení
ρ	[-] – reaktivita
ALWR	– advanced lightwater reactor (pokročilý lehkovodní reaktor)
ANSI	– american national standards institute (americký institut pro standardizaci)
CCWS	– component cooling water system (komponenty chladicího systému)
CD	– core damage (poškozená aktivní zóna)
CDF	– core damage frequency (četnost poškození aktivní zóny)
CEA	– commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (francouzská komise pro atomovou energii)
CMT	– core makeup tanks (akumulační nádrže)
ČSKAE	– československá komise pro atomovou energii
EDU	– jaderná elektrárna Dukovany
EIA	– environmental impact assessment (proces posuzování vlivů na životní prostředí)
EPR	– european pressurized reactor (evropský tlakovodní reaktor)
EPRI	– electric power research institute (výzkumný ústav pro elektrickou energii)
ESWS	– essentials service water system (hlavní chladicí systém)
ETE	– jaderná elektrárna Temelín
ETE3+4	– 3. a 4. blok jaderné elektrárny Temelín
EUR	– european utility requirements (organizace EUR)
FR	– frequency release
HCČ	– hlavní cirkulační čerpadlo
IAEA	– the international atomic energy agency (MAAE)
INES	– the international nuclear event scale (mezinárodní stupnice pro hodnocení havárií)
INSAG	– the international nuclear safety group (mezinárodní komise pro jadernou bezpečnost)
IRWST	– in – containment refueling water storage tank (nádrž pro výměnu paliva v kontejmentu)
ISO	– international organization for standardization (mezinárodní agentura pro standardizaci)
JE	– jaderná elektrárna
LOCA	– loss of coolant accident (nehoda ze ztrátou chladiva v primárním okruhu)
LRF	– large frequency release (četnost velkého úniku radioaktivních látek a ionizujícího záření do životního prostředí)
MAAE	– mezinárodní agentura pro atomovou energii
MIR	– modernized international reactor (modernizovaný mezinárodní reaktor)
MOX	– směsné palivo z oxidu uraničitého a oxidu plutoničitého



<i>NASA</i>	– national aeronautics and space administration (národní agentura pro aeronautiku a vesmír)
<i>NS – R</i>	– safety requirements (bezpečnostní požadavky)
<i>PCS</i>	– passive containment cooling system (pasivní systém chlazení kontejmentu)
<i>PRHR</i>	– passive residual heat removal (pasivní systém odvodu zbytkového tepla)
<i>PRHR – HX</i>	– passive residual heat removal heat exchanger (tepelné výměníky pasivního systému odvodu zbytkového tepla)
<i>PSA</i>	– probabilistic safety assessment (pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti)
<i>PWR</i>	– pressurized water reactor (tlakovodní reaktor)
<i>PXS</i>	– passive core cooling system (pasivní systém chlazení aktivní zóny)
<i>QA</i>	– quality assurance (zajištění kvality)
<i>RHWG</i>	– reactor harmonisation working group (skupina pro harmonizaci)
<i>RTNSS</i>	– regulatory treatment of non – safety systems (řízení nebezpečnostních systémů)
<i>SC</i>	– safety culture (kultura bezpečnosti)
<i>SF – 1</i>	– safety fundamentals (základní dokumenty bezpečnosti)
<i>SÚJB</i>	– státní úřad pro atomovou energii
<i>TVD</i>	– technická voda důležitá
<i>USNRC</i>	– united states nuclear regulatory commission (americká atomová komise pro regulaci)
<i>VVER</i>	– vodo-vodní energetický reaktor
<i>WANO</i>	– world association of nuclear operators (světová asociace provozovatelů jaderných elektráren)
<i>WENRA</i>	– western european nuclear regulators' association (společenství dozorných orgánů států západní Evropy)
<i>WGWD</i>	– working group on waste and decommissioning (pracovní skupina pro radioaktivní odpady a odstavování z provozu)